

NOK, Kernenergie, Parkstrasse 23, CH-5401 Baden

Einschreiben

Bundesamt für Energie
3003 Bern

Zuständig MR/KB

Datum 13. Dezember 2002

**Betriebsbewilligung Kernkraftwerk Beznau 2 (KKB 2)
Gesuch um Aufhebung der Befristung**

Sehr geehrte Damen und Herren

Wir beziehen uns auf unser Gesuch vom 17.11.2000 um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das KKB 2 sowie auf Ihr Schreiben vom 11.9.2002 und reichen Ihnen hiermit fristgerecht unsere

Stellungnahme

zu den bei uns am 12.9.2002 eingegangenen Einsprachen ein und stellen folgende

Anträge:

1. Die Einsprachen seien abzuweisen, soweit darauf einzutreten ist;
2. (a) die in Ziffer 1 der Betriebsbewilligung vom 12.12.1994 angeordnete Befristung bis 31.12.2004 sei aufzuheben;
(b) eventuell sei die bis 31.12.2004 geltende Betriebsbewilligung vom 12.12.1994 um mindestens zwanzig Jahre zu verlängern;
3. unter Kostenfolge zu Lasten der Einsprecher.

Begründung

A. FORMELLES

1. LISTE DER EINSPRECHER

Bei der Behandlung der einzelnen Vorbringen der Einsprecher werden wir auf die nachfolgenden Einsprachenummern Bezug nehmen:

1. Österreichisches Bundesministerium für auswärtige Angelegenheiten, Wien
2. Amt der Vorarlberger Landesregierung, A - Bregenz
3. Gemeindeamt Meiningen, A - Meiningen
4. Marktgemeinde Nenzing, A - Nenzing
5. Landrat des Landkreises Konstanz, D - Konstanz
6. Landrat des Landkreises Waldshut, D - Waldshut-Tiengen
7. Regionalverband Hochrhein-Bodensee, D - Waldshut-Tiengen
8. Greenpeace Schweiz & Konsorten, Würenlingen/Böttstein/Zürich

2. LEGITIMATION

Bei der Beurteilung der Einsprachelegitimation ist auf die Praxis des Bundesrates abzustellen, wie sie in der Betriebsbewilligung vom 12.12.1994 für das KKB 2 festgehalten ist (S. 5 f.). Danach sind angesichts der Distanz zwischen dem KKB 2 und der schweizerisch-österreichischen Grenze die Einsprecher aus Österreich klarerweise nicht zur Einsprache legitimiert, während die in der Zone 1 um das KKB wohnhaften Einsprecher ohne weiteres als legitimiert gelten. Die Legitimation der übrigen Einsprecher wird aus verfahrensökonomischen Gründen nicht überprüft, da auch wesentlich scheinende Argumente von nicht Legitimierten von Amtes wegen zu prüfen sind.

Daraus ergibt sich für den vorliegenden Fall, dass die aus Österreich stammenden Einsprecher Nr. 1 bis 4 nicht als einsprachelegitimiert gelten können. Zur Eingabe Nr. 1 ist anzumerken, dass es sich schon in formeller Hinsicht nicht um eine Ein-

sprache handelt, sondern um eine Stellungnahme im Rahmen eines bilateralen Abkommens.

Die Legitimation des Einsprechers Nr. 5 ist zwar fraglich; wir behandeln diesen jedoch wie die Einsprecher Nr. 6 bis 8 als legitimiert. Auf diese Einsprachen ist einzutreten.

Im Interesse der Sache werden wir im folgenden auch zu Vorbringen Nichtlegitimierter Stellung nehmen, soweit uns die betreffenden Themen wesentlich erscheinen.

3. GEGENSTAND DES BEWILLIGUNGSVERFAHRENS [EINSPR. NR. 8]

Es geht im vorliegenden Verfahren allein um die Betriebsbewilligung für das KKB 2. Das KKB 1, welches über eine unbefristete Betriebsbewilligung verfügt, ist nicht Gegenstand dieses Verfahrens. Auf die diesbezüglichen Anträge ist deshalb nicht einzutreten.

MATERIELLES

1. SICHERUNGSASPEKTE [EINSPR. NR. 1, 8]

Zu den aufgeworfenen Fragen bezüglich Einwirkungen Dritter (u.a. Sabotage, Terroranschlag) nehmen wir hier aus Gründen der Geheimhaltung nicht Stellung. Die Prüfung der Sicherheitsaspekte obliegt dem BFE, unter Ausschluss der Öffentlichkeit und damit der Einsprecher. Auf diesbezügliche Anträge ist nicht einzutreten.

2. POLITISCH MOTIVIERTE EINWÄNDE [EINSPR. NR. 1 4, 8]

Folgende und ähnliche Einsprachethemen sind politischer Natur:

- Energiepolitik
- Kernenergiegesetzgebung
- Kernkraftmoratorium, -ausstieg
- Unabhängigkeit der zuständigen Behörden
Strommarktöffnung

Auf Vorbringen dieser Art ist nicht einzutreten; sie sind nicht Gegenstand des vorliegenden Bewilligungsverfahrens. Es geht hier nicht um politische Entscheidungen, sondern um die Erteilung einer Polizeibewilligung nach Art. 4 AtG, auf die der Gesuchsteller einen Rechtsanspruch hat, sofern die Voraussetzungen von Art. 5 AtG erfüllt sind (vgl. Betriebsbewilligung vom 12.12.1994 S. 5, 42 f.). Zur Moratoriumsinitiative von 1990 ist anzumerken, dass deren Geltungsdauer im Jahr 2000 abgelaufen ist und sie ohnehin nur für neue Anlagen galt.

3. ENTZUG DER BETRIEBSBEWILLIGUNG [EINSPR. NR. 8]

Die Einsprecher beantragen die sofortige Ausserbetriebnahme und definitive Stilllegung von KKB 2, also den Entzug bzw. den Widerruf der Betriebsbewilligung.

Der Widerruf einer Bewilligung richtet sich nach Art. 9 Abs. 2 AtG. Danach kann die zuständige Behörde eine Bewilligung widerrufen, wenn sie auf Grund unrichtiger oder unvollständiger Angaben erlangt wurde, oder wenn die Voraussetzungen dafür nicht oder nicht mehr erfüllt sind.

Die Einsprecher behaupten nicht, die bestehende Betriebsbewilligung sei auf Grund unrichtiger oder unvollständiger Angaben erlangt worden. Es stellt sich daher lediglich die Frage, ob die Bewilligungsvoraussetzungen (Art. 5 AtG) nicht oder nicht mehr erfüllt sind, wie die Einsprecher sinngemäss geltend machen.

Der Bundesrat hat die Frage der Bewilligungsvoraussetzungen im Jahre 1994 eingehend geprüft und gestützt auf die Gutachten der HSK und der Sektion NS sowie auf die Stellungnahme der KSA den Schluss gezogen, diese Voraussetzungen seien erfüllt. Demgemäss verlängerte er mit Verfügung vom 12.12.1994 die Be-

triebsbewilligung für das KKB 2 bis zum 31.12.2004 unter verschiedenen Bedingungen und Auflagen.

Es ist unerfindlich, inwiefern die Voraussetzungen für die (im übrigen rechtmässig erteilte und befristete, nicht provisorische) Betriebsbewilligung vom 12.12.1994 nicht oder nicht mehr erfüllt sein sollen. Als Grund für einen Widerruf der Betriebsbewilligung könnte nur das plötzliche, unvorhergesehene Auftreten schwerwiegender Mängel in Betracht fallen, welche eine akute Gefahr für Mensch und Umwelt hervorriefen und den Weiterbetrieb der Anlage als unverantwortbar erscheinen liessen. Vom Auftauchen derartiger Mängel kann jedoch keine Rede sein. Im Gegenteil, die NOK haben mit immensem Aufwand die von den Sicherheitsbehörden geforderten und vom Bundesrat angeordneten Bedingungen und Auflagen erfüllt, um das Sicherheitsniveau des Kernkraftwerks noch weiter zu erhöhen. Für Erwägungen eines allfälligen Bewilligungsentzuges besteht absolut keine Veranlassung. Im Übrigen ist vorsorglich darauf hinzuweisen, dass ein Bewilligungsentzug aus Gründen, für die der Inhaber der Anlage nicht einzustehen hat, gemäss Art. 9 Abs. 5 AtG die Entschädigungspflicht des Bundes auslöst.

Die Einsprecher belegen in keiner Weise, welche plötzlich aufgetretenen Mängel derart gravierend sein sollen, dass ein Widerruf der Betriebsbewilligung sich aufdränge. Es ist an dieser Stelle mit Nachdruck in Erinnerung zu rufen, dass das KKB 2 gemäss Art. 8 AtG der permanenten Aufsicht der Sicherheitsbehörden des Bundes untersteht, denen das plötzliche Auftreten von gravierenden Mängeln nicht verborgen bleiben würde.

Im weiteren ist in diesem Zusammenhang darauf hinzuweisen, dass gemäss Praxis des Bundesgerichts der Widerruf einer Bewilligung u.a. eine Interessenabwägung voraussetzt (vgl. BGE 115 Ib 155 E. 3a, 109 Ib 252 E. 4b, 105 Ia 316 E. 2a, mit Hinweisen). Dabei ist zu berücksichtigen, dass ein gewichtiges öffentliches Interesse am Weiterbetrieb des Kernkraftwerkes Beznau besteht: die beiden Blöcke lieferten im Geschäftsjahr 2000/2001 rund 40% der im NOK-Versorgungsgebiet mit 2 Millionen Einwohnern abgegebenen Energie. Ein öffentliches Interesse an einem Widerruf der Betriebsbewilligung für das KKB ist demgegenüber nicht auszumachen; das öffentliche Interesse an einem sicheren Kraftwerksbetrieb wird durch die gewissenhafte Betriebsführung des Inhabers und durch die permanente Aufsicht des Bundes vollumfänglich gewahrt. Unter diesen Umständen wäre es ein unzulässiger und verantwortungsloser Eingriff in die Stromversorgung der Nordostschweiz, wenn dem Anlageninhaber, welcher die Sicherheitsauflagen der Behörden erfüllt hat, nunmehr die Betriebsbewilligung entzogen würde (vgl. dazu auch VPB 46 Nr. 54 betr. KKW Gösgen).

4. BEFRISTUNG DER BETRIEBSBEWILLIGUNG [EINSPR. NR.-1 - 8]

Die Einsprecher beantragen sinngemäss übereinstimmend, das Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des KKB 2 abzuweisen.

Der Bundesrat hat die Bewilligungsvoraussetzungen gemäss Art. 5 AtG im Jahre 1994 eingehend geprüft und gestützt auf die Gutachten der HSK und der Sektion NS sowie auf die Stellungnahme der KSA mit Verfügung vom 12.12.1994 die Betriebsbewilligung für das KKB 2 bis zum 31.12.2004 unter verschiedenen Bedingungen und Auflagen verlängert. Mit Einreichung des Sicherheitsberichts (Revision 3 vom 30.9.2001) und des Hauptberichts der probabilistischen Sicherheitsanalyse (Revision 2 vom Januar 2002) sowie des Berichts über periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) vor Ende 2002 werden sämtliche Bedingungen und Auflagen der Betriebsbewilligung vom 12.12.1994 erfüllt.

Nachdem das Werk somit vollumfänglich den gesetzlichen Anforderungen entspricht, steht einer Aufhebung der Befristung nichts entgegen. Zudem ist eine Befristung sicherheitstechnisch nicht relevant und bringt keinerlei Vorteile; der Bund hat auch bei einer unbefristeten Bewilligung gemäss den gesetzlichen Bestimmungen die Möglichkeit, in Ausübung seiner Aufsicht jederzeit weitere Anordnungen zu treffen. Die Sicherheitsauflagen sind ohnehin auf eine zeitlich nicht befristete Betriebsbewilligung ausgelegt, sodass bei einer Aufhebung der Befristung in Sicherheitsbelangen keinerlei Abstriche gemacht werden müssen. Überdies ist eine Befristung der Betriebsbewilligung im geltenden Atomgesetz gar nicht vorgesehen.

Die Aufhebung der Befristung ist auch die Konsequenz aus den Entscheiden des Bundesrates in der Botschaft zum Kernenergiegesetz (KEG), welches keine gesetzliche Befristung der Betriebsbewilligung bestehender Kernkraftwerke vorsieht (vgl. Botschaftsteil KEG vom 28.2.2001, Ziff. 7.3.4.3, BBI 2001 2739f.). Einziges Kriterium für den Weiterbetrieb der Kernkraftwerke soll die Gewährleistung der Sicherheit sein. So sieht der Entwurf denn auch lediglich die Möglichkeit einer polizeirechtlichen Befristung der Betriebsbewilligung vor, wenn beispielsweise bei der Bewilligungserteilung eine bestimmte Frage offen geblieben ist, die für den Betrieb zwar nicht von elementarer Bedeutung ist, aber dennoch abgeklärt werden muss. Gründe, welche eine polizeirechtliche Befristung im vorliegenden Fall rechtfertigen würden, sind nicht auszumachen. Eine polizeirechtliche Befristung wäre aber eben keine gesetzliche Befristung im Sinne der Festlegung der Lebensdauer eines Kernkraftwerkes. Eine Beschränkung der Lebensdauer hat der Bundesrat seinerzeit ausdrücklich abgelehnt (vgl. zum Ganzen: Botschaftsteil KEG, Ziff. 8.4.3.3, BBI 2001 2770f.).

Die beantragte Aufhebung der Befristung ist eine Änderung der bestehenden Betriebsbewilligung in einem nicht sicherheitsrelevanten Punkt. Sicherheitsaspekte bilden folglich nicht Gegenstand des vorliegenden Verfahrens.

Sollte die beantragte Aufhebung der Befristung wider Erwarten nicht gewährt werden, so ist im Interesse einer geordneten unternehmerischen Investitionspolitik und Planungssicherheit eine Verlängerung der bestehenden Betriebsbewilligung um mindestens zwanzig Jahre zu erteilen.

5. ANLAGETECHNISCHE EINWÄNDE

5.1 Alter des KKB [Einspr. Nr. 1, 5, 6, 7]

Gestützt auf die Angabe des Sicherheitsberichts Beznau stellen die Einsprecher die Frage, warum eine unbefristete Betriebsbewilligung über die Lebensdauer des Reaktordruckbehälters und damit der Anlage hinaus erteilt werden sollte.

Dass der Bund auch bei einer unbefristeten Bewilligung die Möglichkeit hat, in Ausübung seiner Aufsicht jederzeit weitere Anordnungen zu treffen, ist bereits oben in Ziffer 3 und 4 dieser Stellungnahme festgehalten.

Weder die Lebensdauer des KKB 2 noch seine Betriebsdauer sind auf 40 Kalenderjahre befristet. Massgebend ist vielmehr die Alterung der Ausrüstungen. Auch im schweizerischen Recht ist keine solche Frist definiert. Zur Zeit der Projektierung des KKB war allerdings in den USA auf Grund der dortigen gesetzlichen Rahmenbedingungen die vierzigjährige Betriebsdauer ein Nennwert im Bewilligungsverfahren für KKW. Davon ist in den Neunzigerjahren bei der Entwicklung des Verfahrens zum Erneuern von Betriebsbewilligungen für US-Anlagen (License Renewal Procedure) wieder die Rede gewesen; inzwischen sind denn auch mehrere solche Bewilligungen um 20 Jahre verlängert worden.

Im Fall des KKB diene die Nenn-Zeitspanne von 40 Jahren dem Anlagenplaner als Modellansatz, um den Einfluss von täglichen oder wöchentlichen Lastvariationen auf die kumulierte Ermüdung bestimmter Teilbereiche des Reaktordruckbehälters (als einer Hauptkomponente) zu quantifizieren.

Auch haben sich ergänzende Betrachtungen für das KKB, beispielsweise der Nachweis der ausreichenden Sprödbruchsicherheit, in einem ersten Ansatz an einer Vollastbetriebs- bzw. an einer Lebensdauer von 40 Jahren orientiert. Dieser Ansatz schliesst spätere, weiterführende Betrachtungen nicht aus. Es ist übliche Praxis, dass einige Zeit vor dem Ablauf der angenommenen Zeitspanne gründlich abgeklärt wird, ob ein derartiger Nachweis auch für eine längere Zeitspanne gültig ist. Dies ist denn auch gerade bei der Sprödbruchsicherheit des RDB bereits abgeklärt und festgestellt worden.

5.2 Alterung [Einspr. Nr. 1 4]

Die Einsprecher bringen vor, die für die sicherheitstechnische Beurteilung der Anlage bedeutende Alterungsproblematik von Komponenten im PSA-Hauptbericht sei nicht berücksichtigt.

Für die Alterung von Kraftwerksausrüstungen ist nicht das kalendermässige Alter relevant, sondern die Werkstoffermüdung, welche im Wesentlichen von der zyklischen Beanspruchung abhängt - sofern die Ausrüstungen nicht überhaupt ausgetauscht worden sind. Die zyklische Beanspruchung ergibt sich für die Ausrüstungen des Reaktorkühlsystems aus dem tatsächlich gefahrenen Lastprogramm und den allfälligen Betriebsstörungen. Im Vergleich mit den Annahmen der ursprünglichen Auslegung ist der Betrieb des KKB bisher weitgehend konstant und störungsarm verlaufen. Das bedeutet, dass die seinerzeit der Ermüdungsprognose zu Grunde gelegten Last- und Temperaturzyklen nicht bereits nach Ablauf von 40 Kalenderjahren erreicht sein werden, sondern deutlich später. Anhaltspunkte dazu liefert der Sicherheitsbericht in der Abbildung 1.3-1, Transienten im bisherigen Betrieb: Nach rund dreissigjährigem Betrieb hat die Zahl der eingetretenen Transienten weniger als die Hälfte der ursprünglich insgesamt erwarteten Gesamtzahl erreicht. Damit fehlt heute und in absehbarer Zukunft die Notwendigkeit, in der PSA den von Transienten beeinflussbaren Aspekt der Werkstoffalterung zu berücksichtigen.

Zur Erfassung der tatsächlich aufgetretenen Druck- und Temperaturzyklen sind im KKB besondere Rechenprogramme im Einsatz, welche sich vor allem auf die entsprechenden Messwerte im Reaktorkühlsystem und den angrenzenden Systemen abstützen; diese Messwerte werden permanent erfasst und aufgezeichnet. Weitergehend ist es seit Jahren Routine, den Ablauf von Transienten bei Änderungen des Betriebszustands der Reaktoranlage mit einem noch grösseren Spektrum von Messwerten zu erfassen. Dies dient zur Analyse der Ursachen einer Transiente und zur Überprüfung des auslegungsgemässen Anlagenverhaltens und kann zur

Ergänzung von Befunden über Druck- und Temperaturzyklen herangezogen werden.

Die Alterung von Ausrüstungen war schon immer ein wichtiger Teilaspekt der Anlageninstandhaltung. Dieser Vorgang wurde in den Neunzigerjahren konsequent durchdacht und in die Arbeitspläne des Alterungsüberwachungsprogramms umgesetzt. Eine aus Spezialisten der schweizerischen Kernkraftwerke zusammengesetzte Arbeitsgruppe hat diesbezüglich in Abstimmung mit der HSK Richtlinien ausgearbeitet, welche zur Basis für anlagenspezifische Arbeitsdokumente geworden sind. Die Letzteren identifizieren die erwarteten alterungsrelevanten Werkstoffveränderungen und werden auch in den Programmen für die Instandhaltung jedes einzelnen Kraftwerkblocks berücksichtigt. Diese Arbeitsdokumente erfassen auch komponentenspezifische Besonderheiten wie beispielsweise die Sprödbruchproblematik am Reaktordruckbehälter.

In der PSA wird nicht nur die Werkstoffalterung, sondern auch die Alterung aktiver Sicherheitsausrüstungen betrachtet; für die letztere sind Zuverlässigkeitswerte charakteristisch. Bereits der PSA-Hauptbericht berücksichtigt diesbezüglich die Betriebserfahrungen zweier Zeitspannen: von Betriebsaufnahme bis September 1983 und von Oktober 1984 bis Ende 1994. Beim Vergleich der beiden Zahlenreihen war keine systematische Verschlechterung der Zuverlässigkeitszahlen festzustellen. Inzwischen ist auch das Zahlenmaterial für die Zeitspanne von 1995 bis 2001 aufbereitet worden: Bei den aktiven Sicherheitsausrüstungen lässt die bei Funktionsprüfungen beobachtete Häufigkeit von Komponentenausfällen auch nach 30 Betriebsjahren keinen systematischen Einfluss von Alterung erkennen.

5.3 Reaktordruckbehälter [Einspr. Nr. 1 - 4, 8]

Die Einsprecher behaupten, die für den Nachweis der Sprödbruchsicherheit verwendeten Musterstücke aus Druckbehälter-Werkstoff liessen keine hundertprozentig verlässlichen Vorhersagen zu, weil sie während der Bestrahlung im Druckbehälter keinem Druck zu widerstehen hatten.

Der geltend gemachte ungünstige Einfluss ist ebenso neuartig wie unbekannt. Nach dem Stand der Technik braucht bei der Auswertung von Belegstücken aus dem Bestrahlungsprobenprogramm der Umstand nicht bewertet zu werden, dass die Bestrahlung erfolgte, während keine mechanische Beanspruchung vorlag. Auch in der ausführlichen Schilderung der Einsprache Nr. 1 zum Thema Sprödbruchsicherheit ist von diesem Gesichtspunkt nicht die Rede.

Weiter bringen die Einsprecher vor, das plötzliche Versagen des RDB gelte nach der Philosophie der AKW-Ingenieure als undenkbar, und schlagen vor, in der PSA sei auch der Einfluss der Neutronenversprödung auf die Wahrscheinlichkeit des plötzlichen RDB-Versagens zu berücksichtigen.

In der PSA des KKB wird seit je die Häufigkeit des plötzlichen RDB-Versagens berücksichtigt. Es ist das ‚grosse Leck im RDB‘. Verwendet wird eine Zahl, die erstmals im Jahr 1975 in der Reaktorsicherheitsstudie von Rasmussen (WASH-1400) genannt und seither in der Fachwelt nicht in Frage gestellt wurde. Konservativerweise geht die Häufigkeit dieses auslösenden Ereignisses nicht als ein Punktwert (Fixwert) in die PSA-Rechnungen ein, sondern als eine Häufigkeitsverteilung. Diese Verteilung berücksichtigt zugleich die zeitabhängige Einwirkung des Neutronenflusses auf die Bruchzähigkeit des RDB-Werkstoffs und damit auf die Sprödbruchsicherheit.

Die Einsprecher zweifeln auch an der Konservativität des verwendeten Wertes für die strahlenbedingte Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur.

Die zum Sprödbruchsicherheitsnachweis des RDB gehörigen ausführlichen und durch Ergebnisse von Werkstoffproben belegten Berichte mit den entsprechenden Festigkeitsanalysen sind bereits in den frühen Neunzigerjahren von der HSK unter Zuzug des SVTI zustimmend verabschiedet worden. Darüber äussert sich der Sicherheitsbericht aus Platzgründen nur summarisch. Der Ansatz der HSK orientierte sich vor allem am Reg. Guide 1.99 der amerikanischen Sicherheitsbehörde NRC; darüber hinaus wurden Werkstoffkennwerte berücksichtigt, die in den Sechziger- und Siebzigerjahren nach einem anderen Verfahren als im Reg. Guide vor-gesehen ermittelt worden waren. Die Cu- und Ni-Gehalte des Werkstoffs gingen mit den analytisch ausgewiesenen Werten in die Rechnungen ein. Die im Reg. Guide angegebenen Sicherheitszuschläge wurden vorgenommen. In einem Zweifelsfall war auch die ‚credibility‘ zu bewerten. Die für die PTS-Analyse als massgebend betrachtete Abkühltransiente, wie sie im Sicherheitsbericht unter 4.7.1.8 beschrieben und in der Abbildung 4.7-5 illustriert ist, ergab sich aus der Bewertung eines Kollektivs von mehr als einem Dutzend Transienten, bei denen das Reaktor-kühlsystem abgekühlt wird.

Seit der Stellungnahme der HSK hat sich der Stand der Technik auf diesem Gebiet nicht geändert. Die diesbezügliche positive Stellungnahme der HSK in ihrem Gutachten von 1994 ist daher weiterhin gültig.

Die Kurve 4.7-1 des Sicherheitsberichts (‘RT-NDT als Funktion der Neutronen-fluenz’) wurde unverändert belassen, da sie *sich* als konservativ herausstellte. Denn neuere Analysen unter Einbezug der Ergebnisse der im Jahr 1997 gezogenen Werkstoffproben aus dem Bestrahlungsprogramm zeigten, dass die Werkstoffversprödung bei Weiterführung der heute üblichen Low-Leakage-

Nachladestrategie im Reaktor auch nach 50, ja 60 Betriebsjahren kein limitierender Faktor sein wird.

Auf Grund der Vorkommnisse am Druckwasserreaktor in Davis-Besse (USA) verlangen die Einsprecher eine sofortige und regelmässige Überprüfung des RDB-Deckels in Bezug auf etwaige Borsäure-Korrosionsschäden.

Der Schaden am Deckel des Druckwasserreaktors von Davis-Besse wurde der interessierten Öffentlichkeit mitsamt seiner langjährigen Entwicklungsgeschichte durch ausführliche Darlegungen und Protokolle der amerikanischen Sicherheitsbehörde NRC bekannt gemacht. Er wurde auch von den Spezialisten des KKB verfolgt und hinsichtlich seiner Übertragbarkeit aufs KKB bewertet. KKB-interne Abklärungen, deren Ergebnisse auch von der HSK zur Beurteilung angefordert worden sind, haben ergeben, dass im KKB die Gefahr eines Schadens wie in Davis-Besse oder einer ähnlich gearteten Entwicklung nicht besteht. Man wird im KKB auch künftig die Berichterstattung zu diesem Schadensfall verfolgen.

Ergänzend ist zu bemerken, dass die RDB-Deckeldurchführungen im KKB einer niedrigeren Temperatur ausgesetzt und daher weniger spannungsrissskorrosionsgefährdet sind als diejenigen von Davis-Besse. Bei den Deckelprüfungen ergänzen sich Prüfungen der Innen- und der Aussenoberfläche. Die Befunde der letzten derartigen Prüfungen, welche neben den Durchführungen im Deckel auch diejenigen im RDB-Boden erfasst haben, blieben ohne Anzeichen von Spannungsrissskorrosion.

5.4 Primärkreislauf [Einspr. Nr. 1, 8]

Die Einsprecher merken an, in neuerer Zeit seien Leitungen gebrochen, ohne dass sich das Versagen durch ein Leck angekündigt hätte.

Die Einsprecher geben keine Belege für ihre Anmerkung. Auch ist aus dem Einsprachetext nicht erkennbar, unter welchen Randbedingungen sich die angemerkten Vorkommnisse abgespielt haben: Handelte es sich um Rohrleitungen, für die Leckvor-Bruch-Verhalten (LBB-Verhalten) geltend gemacht und nachgewiesen worden war? Wären diese Vorfälle bei Leitungen mit nachgewiesenem LBB-Verhalten vorgekommen, so müsste das in der Fachwelt bekannt sein; das ist aber nicht der Fall. Die Fachwelt hat denn auch nicht vom Leckvor-Bruch-Vorgehensansatz Abstand genommen.

Die Einsprecher weisen auf grundsätzliche Bedenken einer internationalen Arbeitsgruppe im Bericht WR-18549 hin, welche sich auf das im Sicherheitsbericht

festgestellte Leck-vor-Bruch-Verhalten der Hauptkühlmittelleitungen und der Reaktorhauptpumpen-Gehäuse beziehen.

Im Zusammenhang mit der Anwendung des Leck-vor-Bruch-Vorgehensansatzes bei den Hauptkühlmittelleitungen und den Reaktorhauptpumpen-Gehäusen im KKB 2 sind ausführliche und durch Ergebnisse von Werkstoffproben belegte Berichte mit den zugehörigen Festigkeitsanalysen von der HSK unter Zuzug des SVTI zustimmend verabschiedet worden. Der Inhalt der Berichte ist im Sicherheitsbericht aus Platzgründen nicht im Einzelnen, sondern nur summarisch beschrieben.

Zum Bericht EUR-18549 ('European Safety Practices on the Application of the Leak-Before-Break Concept') ist festzuhalten:

- * Der genannte Bericht will nicht die Tauglichkeit des LBB-Verfahrens generell in Frage stellen. Zweck des Berichts war es vielmehr, dass Behördenvertreter aus Italien, Belgien, Frankreich, Deutschland, Tschechien, Schweden, Finnland und der Slowakei vergleichend ihre Vorgehensweisen bei der Beurteilung von LBB-bezogenen Gesuchen zusammenstellten. Es zeigte sich, dass fast alle diese Länder den in den USA entwickelten Ansatz gemäss Standard Review Plan 3.6.3 und NUREG-1061 übernommen haben. (Einzig Deutschland hat im Konzept der Basissicherheit einen anderen Formalismus, aber gleicher Stossrichtung entwickelt.) Das Autorenkollegium hält in 6.5 abschliessend fest, 'that a strict observance of all prerequisites already gives good implicit safety margins to an operating plant.' In diesem Sinn zeigt der Bericht denn auch, auf welche Merkmale des LBB-Konzepts besonderes Augenmerk zu legen ist.
- * Das Vorgehen im Fall des KKB, das sich am NUREG-1061 orientiert, weicht somit nicht vom Stand der Technik ab. Wenn der Bericht weiterfährt mit 'safety factors ... current practice on this subject being to put them on leak rate and flaw size', so werden damit Merkmale des Konzepts angesprochen, die auch im Fall des KKB beachtet werden.
- * Der Sachverhalt, dass 'einige wenige Ausnahmen' unter den Schweissnähten von aussen nicht zugänglich sind, wurde berücksichtigt. Wichtiger ist allerdings, dass das LBB-Konzept nicht darauf basiert, dass die Rissfreiheit von Schweissnähten durch Wiederholungsprüfung periodisch nachgewiesen ist, sondern darauf, dass der Werkstoff als risstolerant nachgewiesen ist: Ein war-um auch immer auftauchender Durchriss entwickelt sich daher nicht zu einem Bruch; vielmehr kann die austretende Leckmenge von einem Leckdetektions-System erkannt werden, sodass die Zeit zum Abfahren des Reaktors gemäss Betriebsvorschriften reicht.

* Das Zitat von Seite 30 des EUR-Berichts über die Unsicherheit des Nachweisverfahrens ist unvollständig. Es hat nämlich dort den Stellenwert einer Einleitung zu einer weiterführenden Diskussion, welche festhält, in welcher Art und Weise das Konzept genau diesen Unsicherheiten Rechnung trägt. Für Einzelheiten verweisen wir daher auf die drei letzten Absätze unter 4.6 im EUR-Bericht. Offensichtlich kannten die Teilnehmer der Arbeitsgruppe diese Problematik - und doch stellen sie, wie hier oben einleitend festgehalten ist, die Tauglichkeit des LBB-Konzepts nicht in Frage.

Trotz der Einführung des Leck-vor-Bruch-Konzepts im KKB ist der deterministische Sicherheitsnachweis für den Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall (2F-Bruch) der-selbe geblieben: Die Sicherheitseinspeisung war und ist entsprechend ausgelegt. Auch in der PSA ist der 2F-Bruch unterstellt worden; er trägt weniger als einen Tausendstel zur Kernschadenshäufigkeit bei.

5.5 Flugzeugabsturz [Einspr. Nr. 1, 6 - 8]

Die Einsprecher behaupten, bei einem direkten Flugzeugaufprall auf das Sicherheitsgebäude wäre mit grosser Wahrscheinlichkeit ein Kernschmelzen nicht mehr zu verhindern. Die Einwirkungen von Flugzeugtrümmern auf das Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente seien unzureichend analysiert.

Die Häufigkeit eines zufälligen Flugzeugabsturzes auf das Reaktorgebäude ist extrem klein. Sie wird mitsamt ihren Auswirkungen auf Kernschadenshäufigkeit und Aktivitätsfreisetzung in der PSA berücksichtigt. Sie wird nicht von Ziviflugzeugen in Warteräumen entlang den Anflugschneisen des Flughafens Kloten dominiert, sondern von der Häufigkeit, mit der Militärflugzeuge über dem schweizerischen Mittelland abstürzen.

Die Auswirkungen eines direkten Flugzeugabsturzes aufs Sicherheitsgebäude sind in der PSA mit dem Produkt der flächenbezogenen Absturzhäufigkeit, der sichtbaren Gebäudefläche und einer Erfolgchance quantifiziert. Auf dieser Basis wird im PSA-Hauptbericht die Aufprallhäufigkeit von Passagier- und Militärflugzeugen mit etwa einmal in 4 Mio Jahren beziffert. Wird dies mit der Erfolgchance multipliziert, ergibt sich, dass der direkte Flugzeugabsturz weniger als 1% zur gesamten Kernschadenshäufigkeit beiträgt.

Die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf das Lagerbecken für bestrahlte Brennelemente sind zwar im Sicherheitsbericht nicht ausführlich behandelt. Hingegen erscheint dieses Ereignis im PSA-Hauptbericht als ACFBLD in der Tabelle 2-2. Für das Versagen der Beckenwände nimmt die PSA die gleiche konservative

Wahrscheinlichkeit an wie für die Wände des Reaktorgebäudes: 50%. Diese könnte aber dank der grösseren Wandstärke um Faktoren niedriger angesetzt werden. Dieses Szenario wurde bereits im HSK-Gutachten von 1994 auf der Seite 9-62 qualitativ diskutiert und abschliessend summarisch quantitativ bewertet. Unter anderem wurde die massive Konstruktion und Armierung der Lagerbeckenwände berücksichtigt. Die HSK kam zum Schluss, dass 'der Risikobeitrag durch die Aktivitätsfreisetzung von beschädigten Brennelementen im Lagerbecken infolge Flugzeugabsturz vernachlässigbar klein' ist.

5.6 Freisetzung aus BE-Lagerbecken [Einspr. Nr. 1 - 4]

Die Einsprecher bringen vor, im Sicherheitsbericht werde kein Störfall mit Freisetzung aus dem Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente untersucht, obschon die Freisetzung an langlebigen radioaktiven Substanzen grösser sein könnte als aus dem Reaktor.

Es trifft zwar zu, dass das Inventar an langlebigen Spaltprodukten in den Brennelement-Lagerbecken grösser ist als im Reaktorkern. Damit ist allerdings nichts über die Flüchtigkeit dieser Stoffe gesagt: Wenn es hochschmelzende Stoffe sind oder wenn sie in solchen eingeschlossen sind (Brennstoffmatrix!), ist die Wahrscheinlichkeit sehr gering, dass sie beim Austrocknen eines Lagerbeckens trotz der Wirkung der natürlichen Konvektionskühlung ihren Schmelz- oder Siedepunkt erreichen. Dazu kommt, dass bereits die Wahrscheinlichkeit des Austrocknens von Lagerbecken klein ist: Die in den Lagerbecken im Jahresdurchschnitt anfallende Restwärme ist so schwach, dass weit über hundert Stunden Zeit bleiben, um im Zug von Accident-Management-Massnahmen das verdampfte Wasser mit nachgespeistem Kühlwasser zu ersetzen.

Im PSA-Hauptbericht wird die Häufigkeit der Beschädigung von Brennelementen im Lagerbecken unter 2.1.8 diskutiert. Als massgebende auslösende Ereignisse werden starke Erdbeben genannt, welche die über den Lagerbecken befindliche Baustruktur zum Einsturz bringen können. Ein ähnliches Szenario, aber mit geringerer Eintretenshäufigkeit, resultiert aus einem Flugzeugabsturz. In beiden Fällen ist die Freisetzung radioaktiver Stoffe dank Auswaschvorgängen im Lagerbecken auf das Zehnfache der Jahresabgabelimite des KKB beschränkt. Derart kleine Freisetzungen werden im Allgemeinen in PSA-Studien nicht untersucht.

5.7 Erdbebensicherheit [Einspr. Nr. 1 - 4]

Die Einsprecher betrachten den angegebenen Wert von 0.15 g Beschleunigung für das zu unterstellende Erdbeben als nicht ausreichend konservativ.

Der für das Sicherheitserdbeben repräsentative Beschleunigungswert, der den aktuellen Nachweisen der ausreichenden Auslegung der sicherheitsrelevanten Gebäude des KKB zu Grunde liegt, entspricht den zurzeit bekannten Festlegungen der HSK.

Stärkere Erdbeben als das Sicherheitserdbeben wurden in den probabilistischen Analysen betreffend das KKB berücksichtigt. Das stärkste in einem Ereignisbaum berücksichtigte Erdbeben ist dreieinhalbfach stärker als das Auslegungserdbeben. Noch stärkere Erdbeben werden in der PSA pauschal und konservativ mit unbedingtem Kernschaden und unbedingter Aktivitätsfreisetzung berücksichtigt.

5.8 Containment [Einspr. Nr. 8]

Die Einsprecher kritisieren, dass Beznau nicht über ein Volldruck-Containment verfüge, und folgern daraus, bei einem grossen Auslegungsunfall könne die Radioaktivität nur dann zurückgehalten werden, wenn eine ganze Reihe von aktiven Systemen fehlerfrei funktioniere.

Der Einsatz aktiver Sicherheitssysteme entspricht dem heutigen Stand der Technik, auch wenn heute Projektkonzepte von Reaktoren mit sogenannt inhärenter passiver Sicherheit bekannt sind. Heute sind zahlreiche Reaktoren im In- und Ausland mit unbefristeten Betriebsbewilligungen in Betrieb, bei denen aktive Sicherheitssysteme für Funktionen wie Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr eingesetzt werden. Das KKB ist diesbezüglich keine Ausnahme.

Im Fall des KKB wurde beim deterministischen Nachweis der Beherrschung von Auslegungsstörfällen nicht Fehlerfreiheit solcher Systeme, sondern der Einzelfehler in einem solchen berücksichtigt. Weitergehend ist in der PSA das mehrfache, ja völlige Versagen derartiger aktiver Systeme modelliert und quantifiziert worden. In die PSA-Rechnungen eingegangen ist ebenfalls die Tatsache, dass die Festigkeit des Containments dank der auslegungsgemässen Sicherheitsmarge auch - in gewissen Grenzen – höheren Drücken als dem Auslegungsdruck genügen würde.

Die gefilterte Containment-Druckentlastung stellt eine sinnvoll optimierte Ergänzung zum Containment dar: Bei einem auslegungsüberschreitenden Störfall, bei

dem sich trotz aller zur Schadensmilderung zusätzlich eingeleiteter Massnahmen ein Druckanstieg im Containment über den Auslegedruck hinaus als unausweichlich herausstellt, ist den Interessen des Notfallschutzes in der Umgebung eines KKW weitaus besser gedient, wenn eine gefilterte Freisetzung kontrolliert ein-geleitet und nicht das spontane Bersten des Containments und der Sicherheitsgebäude abgewartet wird. Denn so kann der Filter die Menge der freigesetzten Aerosole und Iode auf weniger als einen Tausendstel bzw. Hundertstel des Werts bei spontaner Freisetzung reduzieren. Systeme für die gefilterte Containment-Druckentlastung sind seit Jahren auch in anderen Ländern Stand der Technik.

Der Vollständigkeit halber sei bemerkt, dass nicht alle von den Einsprechern aufgezählten Sicherheitssysteme auslegungsgemäss zur Beherrschung postulierter Leitungsbrüche im Containment nötig sind: Das Containment-Abluftsystem ist nur beim Stillstand der Anlage in Betrieb. Auch wird das Wasserstoff-Rekombinationssystem in der neueren Praxis der NRC im Zug der risikoinformierten Regelsetzung zurückgestuft.

5.9 Notkühlsysteme [Einspr. Nr. 8]

Die Einsprecher wenden ein, Beznau verfüge nicht über Notkühlsysteme mit der heute erforderlichen Anzahl autarker Stränge.

Die Schilderungen der Einsprecher treffen nicht zu. Bereits im Bewilligungsverfahren von 1991-1994 sind ähnliche Anliegen vorgebracht worden. Die im KKB realisierte Systemkonfiguration wurde damals von der HSK positiv beurteilt. Diese berücksichtigte, dass während des Leistungsbetriebs Wartung an sicherheitsrelevanten Ausrüstungen überhaupt nicht oder höchstens kurzzeitig zugelassen ist. Diese Regel gilt im KKB noch heute.

Der Stand' der Technik hat sich inzwischen nicht verändert. Hingegen sind im KKB im Jahr 1995 eine separierte Notstromspeisung aus dem Wasserkraftwerk Beznau und im Jahr 1999 das Notspeisesystem (LSE) in Betrieb genommen worden. Die KKB-Reaktoren verfügen somit im Primär- und Sekundärkreislauf über jeweils drei aktive Stränge von Sicherheitssystemen, eingeschlossen die zugehörigen Stromversorgungen. Ein Strang befindet sich im Notstandgebäude; darüber hinaus sind seine Ausrüstungen diversitär zu denjenigen in den Nebengebäuden, d.h. nicht baugleich. Der im Notstandgebäude befindliche Strang der Sicherheitseinspeisung kann übrigens im Verbund mit den Druckhalter-Sicherheitsventilen zur Durchführung des sogenannten Feed-and-Bleed-Betriebs eingesetzt werden, sodass ein alternatives Verfahren zur Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr besteht.

Die Wirksamkeit dieser Systemkonfiguration zeigt sich in den Ergebnissen der PSA, welche, wie die Einsprecher bestätigen, die internationalen Sicherheitsziele der INSAG für neue Reaktoren erfüllen.

5.10 Leittechnik - Reaktorschutz [Einspr. Nr. 8]

Die Leittechnik des Reaktorschutzsystems sei nach wie vor nicht nach dem Fail-safe-Prinzip aufgebaut, behaupten die Einsprecher weiter.

Im KKB 2 ist im Jahr 2001 im Rahmen eines Erneuerungsprojekts für beide Blöcke eine rechnerbasierte Leittechnik in Betrieb genommen worden, welche die für den Reaktorschutz und für die Auslösung von Sicherheitsfunktionen relevanten physikalischen Grössen in Anlagesystemen dreikanalig erfasst und mit zweimal vier unabhängigen Schutzrechner-Prozessoren diversitär auswertet. Diese Prozessoren überwachen sich gegenseitig dauernd, indem sie ihre Ausgangssignale mit-einander vergleichen und bei Abweichungen Alarm geben. Damit wird eine Funktionalität erreicht, welche diejenige der ursprünglich eingebauten, festverdrahteten Reaktorschutz- und Safeguard-Leittechnik übertrifft. Die bisherigen Erfahrungen mit diesem System sind sehr zufriedenstellend.

Es ist nicht nachvollziehbar, warum die Einsprecher dem Fail-Safe-Prinzip bei einem Reaktorschutzsystem eine besonders eminente Rolle bei der Bildung von Signalen über den Zustand der Reaktoranlage zubilligen. Es gibt zwar einzelne Funktionen, wo das Fail-Safe-Prinzip auch im KKB seit je angewendet wird: In den Stromkreisen, welche die Kontrollstäbe des Reaktors überwachen, führt Signalausfall, Spannungsverlust, Drahtbruch oder anderes Fehlverhalten von Schaltelementen zum Stabeinfall und damit zum Reaktortrip. Aber zur Gewährleistung der Fehlerfreiheit von Signalen kann das Fail-Safe-Prinzip nichts beitragen.

5.11 Probabilistische Sicherheitsanalyse [Einspr. Nr. 1]

Die Einsprecher bestätigen, dass die im PSA-Hauptbericht angegebenen PSA-Kennzahlen die internationalen Sicherheitsziele der INSAG für neue Reaktoren erfüllen. Sie empfehlen aber für eine Überarbeitung, neuere Betriebserfahrungen bezüglich Turbinenzerknall zu berücksichtigen sowie genauere Studien zum Containmentverhalten bei schweren Unfällen durchzuführen.

Es ist üblich und auch im KKB Praxis, periodisch neuere Erkenntnisse in die PSA einzuarbeiten. Damit würden auch Erkenntnisse aus eingetretenen Unfällen mit

Turbinenhavarie berücksichtigt. Zurzeit besteht allerdings kein Anlass, die entsprechende Schilderung im Sicherheitsbericht **(14.8.4) zu überarbeiten.**

Ob die vorgeschlagene genauere Modellierung der relativ grossen zusammenhängenden Teilvolumen im KKB-Containment belastbarere Ergebnisse für die Zwecke einer Level-2-PSA liefern würde, lässt sich nicht abschliessend beurteilen. Denn trotz der eindrucklichen Fortschritte bei der numerischen Modellierung und Berechnung von fluiddynamischen Vorgänge in den letzten Jahren bleiben solche Rechnungen zwangsläufig mehr oder weniger gute Annäherungen an die Wirklichkeit. Im Detail darf ihre Belastbarkeit nicht überbewertet werden.

5.12 PSÜ als Entscheidungsgrundlage [Einspr. Nr. 1 - 4]

*Die Einsprecher bemängeln, die **Ergebnisse** der Periodischen Sicherheitsüberprüfung per Ende **2002** lägen den Einsprechern nicht vor. Sie wären eine wichtige Entscheidungsgrundlage für die Bewertung der Anlage.*

Die HSK wird als Arbeitsunterlage zur Erstellung ihres Gutachtens zum Gesuch der NOK rechtzeitig auch die im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung erstellten Berichte als zusätzliche Entscheidungsbasis erhalten.

5.13 Auswirkungen schwerer Unfälle [Einspr. Nr. 1]

Aufgrund aufwändiger Berechnungen stellen die Einsprecher fest, bei einem Unfall mit extrem grossen radioaktiven Freisetzungen aus dem KKW Beznau würden als Folge der atmosphärischen Ausbreitung sicherlich auf schweizerischem Gebiet die grössten Bodenkontaminationen erreicht. Aber auch auf österreichischem Gebiet würde in 20% der untersuchten Fälle die Gefährdungsstufe III erreicht, bei der unter anderem ein allgemeines Aufenthaltsverbot im Freien vorgesehen sei.

Die in der Eingabe Nr. 1 durchgerechneten zahlreichen Fälle der weiträumigen atmosphärischen Ausbreitung nach einer potentiellen Freisetzung aus dem KKW Beznau konzentrieren sich auf die Kategorie 7B der auslegungsüberschreitenden Störfälle, die etwa 2% im Kollektiv der statistisch zu erwartenden Fälle ausmacht und hinsichtlich Ausmass der Freisetzungen die anderen Kategorien um Faktoren, wenn nicht gar um Grössenordnungen überragt.

Gemäss Angaben des PSA-Hauptberichts sind Störfälle dieser Kategorie einmal in mehr als 5 Mio Jahren zu erwarten. Was ihr Ausmass angeht, hält es sich im

NOK

Ny *hant*

Rahmen des Risikos, das irgendeine Kernanlage darstellt und auch von der heutigen industrialisierten Gesellschaft in vielen Ländern in Kauf genommen wird. Die einschlägige Literatur hat schon vor längerer Zeit gezeigt, dass die Risiken aus der friedlichen Nutzung der Kernenergie dennoch deutlich kleiner sind als das Risiko aus anderen technisch-industriellen Einrichtungen und Praktiken.

Wir ersuchen Sie, unsere eingangs gestellten Anträge vollumfänglich gutzuheissen und grüssen Sie

mit vorzüglicher Hochachtung Nordostschweizerische Kraftwerke

Walter Nef
Leiter Kernkraftwerk Beznau

Dr. Olivier Robert
Leiter Rechtsdienst

fünffach

Beilagen

- Abkürzungsliste
- Inhaltsverzeichnis

C. ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (eine IAEA- Arbeitsgruppe)
KKW	Kernkraftwerk
LBB	Leak-before-Break, Leck-vor-Bruch(-Ansatz)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (Nuklearbehörde der USA)
NUREG	Codebezeichnung einer Serie technischer Publikationen der NRC
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung (eines KKW im 10-Jahres- Turnus)
PTS	Pressurized Thermal Shock (rascher Abkühlvorgang bei hohem Druck)
RDB	Reaktordruckbehälter
SVTI	Schweizerischer Verein für technische Inspektionen

D. INHALTSVERZEICHNIS

A.	FORMELLES	2
1.	LISTE DER EINSPRECHER	2
2.	LEGITIMATION	2
3.	GEGENSTAND DES BEWILLIGUNGSVERFAHRENS [EINSPR. NR. 8]	3
B.	MATERIELLES	3
1.	SICHERUNGSASPEKTE [EINSPR. NR. 1, 8]	3
2.	POLITISCH MOTIVIERTE EINWÄNDE [EINSPR. NR. 1. - 4, 8]	4
3.	ENTZUG DER BETRIEBSBEWILLIGUNG [EINSPR. NR. 8]	4
4.	BEFRISTUNG DER BETRIEBSBEWILLIGUNG [EINSPR. NR. 1 - 8]	6
5.	ANLAGETECHNISCHE EINWÄNDE	7
5.1	Alter des KKB [Einspr. Nr. 1, 5, 6, 7]	7
5.2	Alterung [Einspr. Nr. 1 - 4]	8
5.3	Reaktordruckbehälter [Einspr. Nr. 1 4, 8]	9
5.4	Primärkreislauf [Einspr. Nr. 1, 8]	11
5.5	Flugzeugabsturz [Einspr. Nr. 1, 6 - 8]	13
5.6	Freisetzung aus BE-Lagerbecken [Einspr. Nr. 1 - 4]	14
5.7	Erdbebensicherheit [Einspr. Nr. 1 - 4]	15
5.8	Containment [Einspr. Nr. 8]	15
5.9	Notkühlsysteme [Einspr. Nr. 8]	16
5.10	Leittechnik — Reaktorschutz [Einspr. Nr. 8]	17
5.11	Probabilistische Sicherheitsanalyse [Einspr. Nr. 1]	17
5.12	PSÜ als Entscheidungsgrundlage [Einspr. Nr. 1 - 4]	18
5.13	Auswirkungen schwerer Unfälle [Einspr. Nr. 1]	18
C.	ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS	20
D.	INHALTSVERZEICHNIS	21