

AG AtomErbe Neckarwestheim / c.o. Hans Heydemann, 70176 Stuttgart

**Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft**  
Baden-Württemberg  
Herrn **Niehaus + Frau Vollmer**  
Kernerplatz 9  
**70182 STUTTGART**

AG AtomErbe Neckarwestheim  
c/o Dip.Ing. Hans Heydemann  
Weimarstraße 44  
70176 Stuttgart  
8. März 2021

### Offener Brief

#### GKN II – Schäden an Dampferzeugerrohren in der Revision 2019

Ihr Schreiben v. 20.2.2021 (AZ: 3-4651 32-11/0)

Sehr geehrte Frau Vollmer,  
Sehr geehrter Herr Niehaus,

wir danken für Ihr o.g. Schreiben v. 20. Jan. 2021, mit dem Sie sich zu unseren Fragen v. 8.7.2020 und 1.12.2020 zur Erfüllung der Forderung F-7 aus der Stellungnahme zum Wiederanfahren des GKN II nach der Revision 2018 äußern. Wir danken weiterhin für die zuvor mit Schreiben vom 10.12.2020 nachgereichten beiden Unterlagen, um die wir Sie mit Schreiben v. 8.7.2020 gebeten hatten.

Wir begrüßen außerdem Ihre Erklärung: *„Der Atomaufsicht des Landes Baden-Württemberg ist die Transparenz ihrer aufsichtlichen Tätigkeit ein großes Anliegen. Meine Kolleginnen und Kollegen und ich sind daher stets bestrebt, Anfragen von Bürgern, Interessenvereinigungen, der Presse etc. fundiert und in ausreichendem Maß zu beantworten und Fragestellungen zu erläutern.“*

Mit Ihren Ausführungen gehen wir allerdings in vielen Punkten nicht einig.

#### 1. „integritäts-Nachweis“ / Bruchausschluß

In unseren vorangegangenen Stellungnahmen hatten wir immer wieder beanstandet, daß die vom Betreiber EnKK und vom TÜV Nord vorgelegten „Integritätsnachweise“ für die DE-Heizrohre der KTA 3206, auf der diese Nachweise angeblich beruhen würden, gar nicht entsprechen und darauf verwiesen, daß für die **dünnwandigen DE Heizrohre kein Nachweisverfahren in der KTA 3206 vorgesehen** ist.

Genau dies bestätigen Sie nun auf S.2 Ihres Antwortschreibens mit der Feststellung, *„dass im kerntechnischen Regelwerk für die DE-Heizrohre weder bei der ursprünglichen Auslegung noch für den derzeitigen Leistungsbetrieb ein Bruchausschluß gefordert wird. .... Eine explizite Regelung zur bruchmechanischen Befundbewertung ist für diese Bauteile in der KTA 3201.4 nicht enthalten“*. Das ist höchst bemerkenswert – erklären Sie damit doch, daß das KTA-Regelwerk unzureichend ist; es besteht eine **erhebliche grundsätzliche Sicherheitslücke** bei Druckwasser-Reaktoren, die von der **Atomaufsicht hingenommen** wird!

Das *„Konzept der vorbeugenden Instandhaltung gemäß KTA 1403 .... mit Betriebsüberwachung, wiederkehrenden Prüfungen, Befundbewertungen und Festlegung erforderlicher Maßnahmen“*, auf das Sie hier verweisen, kann nicht ausschließen, daß es innerhalb eines Prüfzyklus dennoch zu einem Versagen von Heizrohren mit katastrophalen Folgen kommen kann. Die Auswertung der **mehr als 300 DE-Heizrohrschäden in den Betriebsjahren 2017, 2018 und 2019** zeigt deutlich, daß bei mehreren rißgeschädigten Rohren durchaus die **Gefahr des Abreißens** bestanden hat. Daß es dazu – gottseidank – nicht gekommen ist, kann jedenfalls nicht als „Beweis für die Sicherheit“ herhalten.

## 2. Riß-Geometrie Innen-/Außenriß

Unzutreffend ist im übrigen Ihre Aussage auf S. 3 Ihres Schreibens, wonach „es daher zulässig sei, das Fließspannungskonzept nach der MPA-Methode wie in der KTA 3206, Anhang B beschrieben, auf die Risskonfiguration der außenliegenden Risse an den DE-Heizrohren des GKN II anzuwenden.“ Die Rißgeometrie aus Anhang B, Bild 2.1-4 der KTA 3206 bezeichnen Sie dazu als „beispielhaften Anwendungsfall für einen innenliegenden Oberflächenriss“ und geben weiter an: „Beim FSK/MPA-Verfahren handelt es sich jedoch um ein Berechnungsverfahren zur Bewertung der Tragfähigkeit von Rohren mit Umfangsfehlern, das unabhängig davon anwendbar ist, ob der Oberflächenriss von der Innen- oder Außenseite des Rohres ausgeht.“. Diese Aussage ist **eindeutig falsch**. Wie wir bereits unter Ziff. 1 in unserem v.g. Schreiben dargelegt haben, hat die MPA das **Versagemoment  $MMVV$  gemäß KTA 3206 / Anhang B 2.1.3.3 „Fließspannungskonzept, a) Berechnung nach MPA (FSK/MPA)“** mit ihrem selbstentwickelten Rechenprogramm Xpipe für umlaufende **innenliegende Oberflächenrisse** (Gl. B 2.1-18) **unter Innendruck und Biegemoment** berechnet.

Für das halbempirische Berechnungsverfahren nach FSK, aufgestellt für **dickwandige Rohre ab DN 50** und größer, gelten dabei die **Gleichungen B 2.1 – 18**, die sämtlich aus eben dieser dargestellten **Rißgeometrie mit Innenriß abgeleitet** sind und infolgedessen **für Außenrisse nicht anwendbar** sind. Für Außenrisse gibt die KTA 3206 weder Gleichungen noch ein eigenes Berechnungsverfahren an. Die Resttragfähigkeit von (dünnwandigen) Heizrohren mit Außenrissen ist danach **nicht ermittelbar** – der **vorgelegte Nachweis der Tragfähigkeit** schadhafter DE-Heizrohre ist **fehlerhaft** und somit der **Nachweis nicht erbracht**.

Wenn es, wie Sie weiter erklären, „zulässig sei, die Methodik zum Nachweis des Bruchausschlusses, wie in der KTA 3206 dargestellt, auch auf andere Komponenten wie z.B. Rohrleitungen oder Heizrohre mit einem Nenndurchmesser  $\leq DN 50$  anzuwenden“, **warum schließt die KTA 3206 dann diese kleineren Rohrweiten ausdrücklich aus?** Offensichtlich wurden die Vorgaben des Regelwerkes hier für die sonst nicht zu erbringende „Nachweisführung“ nach Gutdünken „angepaßt“.

## 3. FSK oder PGL – Grenzen der Anwendbarkeit

Wir hatten weiterhin beanstandet, daß der Nachweis der Grenzlasttragfähigkeit von der MPA nach dem „Fließspannungskonzept“ erstellt wurde mit der „**Fließspannung**“ von **493 MPa**, was in etwa der **Zugfestigkeit = Bruchspannung** des Werkstoffes bei Betriebstemperatur 320 °C entspricht und größere Grenz-Traglasten als nach dem „Plastischen Grenzlast-Konzept“ (PGL) ergibt, bei welchem die **0,2%-Streckgrenze** von **285 MPa** zugrunde gelegt wird, weil der Werkstoff bei darüber hinausgehender Belastung „hinüber ist“. Das **FSK täuscht** somit eine **höhere Sicherheit vor**, die nicht gegeben ist.

Sie halten dem entgegen, die KTA 3206 stelle frei, welches Verfahren für den Nachweis angewandt wird. Als Betreiber wählt man selbstredend das Verfahren, welches das am besten passende Ergebnis liefert. Nach unserer Kenntnis wurde keine vergleichende Rechnung nach dem „Plastischen Grenzlast-Konzept“ (PGL) durchgeführt.

## 4. Nennwanddicke DE-Heizrohre

Wir hatten beanstandet, daß die Berechnung der Resttragfähigkeit mit einer Rohrwanddicke von 1,23 mm anstatt der nach DIN 2462 festgelegten Nenndicke 1,2 mm durchgeführt worden ist. Ihre Aussage hierzu „Die **Nennwanddicke der DE-Heizrohre** ist mit **1,23 mm** mit einer **Toleranz von  $\pm 0,12$  mm** spezifiziert worden; die **DIN 2462-1** kam bei der Fertigung nicht zur Anwendung“ ist zweifelhaft und bedarf der Klärung. Wozu gibt es DIN-Normen, wenn man sich nicht danach richtet? Festigkeitsmäßig ist **kein Grund für eine Abweichung** von der **genormten Nenndicke 1,2 mm** erkennbar, zwingt den Rohrhersteller aber, dafür eine **gesonderte Ziehanlage** zu errichten, was **unnötigerweise höhere Fertigungskosten** verursacht. Die von Ihnen angegebene Wanddicken-

Toleranz von  $\pm 0,12$  mm entspricht  $\pm 10$  % und damit der **Standard-Toleranzklasse T3** nach DIN 2462 für kaltgezogene Rohre.

Die **tatsächlich ausgeführten Abmessungen** der DE-Heizrohre wie auch die Werkstoffanalyse und die Festigkeitskennwerte sind aus den **Abnahmeprüfzeugnissen „B“ n. DIN 50 049** für die einzelnen Lieferlose der Rohre ersichtlich; die Abnahmeprüfzeugnisse der Heizrohre wie auch die aller anderen sicherheitstechnisch bedeutsamen Komponenten sind ständig in der Anlage vorzuhalten und müssen auch heute noch beim Betreiber EnKK vorliegen – andernfalls wäre das ein Verstoß gegen Sicherheitstechnische Anforderungen. Wir beantragen zeitnahe Einsichtnahme in diese Dokumente. Im übrigen steht Ihre Aussage, die Rohre seien mit einer Nennwanddicke 1,23 mm gefertigt worden, im Widerspruch zu den Angaben des Umweltministeriums in seinem **Zusammenfassenden Bericht zum Meldpflichtigen Ereignis GKN II ME 04/2018** (Stand November 2018). Darin heißt es auf S. 5: *„Die Anlage GKN II besitzt vier Dampferzeuger mit jeweils 4118 Heizrohren. Die Heizrohre sind aus Incoloy 800mod. gefertigt und haben einen Außendurchmesser von 22 mm und eine **nominelle Wandstärke von 1,2 mm.**“* Diese Aussage findet sich **wortgleich** im Zusammenfassenden Bericht des Umweltministeriums zu den Prüfungen im Rahmen der **Jahresrevision 2019** (Stand 17.9.2019) wieder. Auch in anderen Quellen ist eine nominelle Wanddicke von 1,2 mm angegeben, aber nirgendwo sonst die besagten 1,23 mm. **Was also gilt nun**, die Angaben des UM von 2018 und 2019 oder ihre Aussage in Ihrem Schreiben v. 20.1.2021?

Wenn tatsächlich Rohre mit der Nennwanddicke 1,23 mm  **$\pm 0,12$  mm** eingesetzt worden sind, so muß bei einer sicherheitsgerichteten Grenztraglast-Berechnung dann auch die **geringstmögliche Wanddicke von 1,11 mm** (oder sogar **nur 1,08 mm** im Fall vom 1,20 mm  $\pm 10\%$ ) zugrunde gelegt werden und nicht wie geschehen mit 1,23 mm! Weil die Wanddicke mehrfach in die Berechnung eingeht, ergibt dies zwangsläufig eine um **mehr als 10 % verringerte Rest-Traglast**.

## 5. Spannungsriß-Korrosionsschäden in anderen AKW

Wir haben darauf hingewiesen, daß Spannungsriß-Korrosionsschäden an Dampferzeuger-Heizrohren von anderen AKW's schon sehr viel länger bekannt sind und keinen alleinigen und auch keinen erstmaligen Befund beim GKN II darstellen. Dem stimmen Sie zwar zu mit der Aussage, *„dass nie ein Hehl daraus gemacht wurde, dass es bereits Jahrzehnte vor den in GKN II festgestellten Anzeigen in anderen Anlagen (national und international) zu Schädigungen an DE-Heizrohren infolge Spannungsriß-Korrosion gekommen ist.“*

Jedoch sind solche **Schäden nie der Öffentlichkeit mitgeteilt** worden; stattdessen wird nach wie vor weiterhin behauptet, **deutsche Atomkraftwerke seien die sichersten der Welt. Verharmlosend** heißen in öffentlichen Erklärungen solche **Schäden** denn auch **nur „Anzeigen“** oder **„Befunde“**.

Sie schreiben uns, in der RSK-Stellungnahme v. 15.7.2010 zu *„Schäden an DE-Heizrohren durch Spannungsrißkorrosion“* seien die AKW Grafenrheinfeld und **GKN I** gar **nicht erwähnt**. Das ist so nicht zutreffend; in dieser **Stellungnahme Nr. 428 der RSK** wird auf S. 5, vorletzter Absatz **ausdrücklich Neckarwestheim Block 1 (GKN I)** angeführt. Lediglich unser Hinweis auf Grafenrheinfeld bezieht sich auf eine andere Quelle.

Anstatt nun auf die Vielzahl der von uns genannten DE-Heizrohrschäden in anderen AKW's (wobei wir längst nicht von allen Vorkommnissen Kenntnis haben !) und die sich daraus ergebende **grundsätzliche Versagensgefahr** einzugehen, verweisen Sie stattdessen darauf, *„sehr genau zu differenzieren, aus welchem Werkstoff die Heizrohre gefertigt sind und welche Art der Spannungsrißkorrosion die Schädigung verursacht hat.“*

Wenn, wie Sie angeben, die Heizrohre der ausgetauschten Dampferzeuger aus der Legierung **Alloy 600** bestanden, die **anfällig** für **Primärwasser-induzierte Spannungsrißkorrosion (PWSCC)** ist, und seither stattdessen die Legierung **Incoloy 800** verwendet wurde, die sich **anfällig** für **sekundärseitig induzierte Spannungsrißkorrosion (ODSCC)** erwiesen hat, so ist das **Schadensrisiko** doch nur von der **Innen- auf die Außenseite der Rohre verlagert** worden. Nebenbei: Alloy 600 ist gegenüber Incoloy 800 keineswegs

„minderwertig“, wie Ihre Darstellung dies nahelegt – im Gegenteil: Alloy 600 enthält rd. 75 % Nickel, etwa doppelt soviel wie Incoloy 800.

Wie Sie weiter ausführen, „*muss immer jeweils im Einzelfall eine Bewertung der Befunde, der Ursachen und der Konsequenzen der Korrosion unter Berücksichtigung aller anlagenspezifischen Besonderheiten erfolgen.*“

Aus alledem folgt doch unwiderlegbar, daß ein Versagen immer möglich ist; mit den angegebenen alljährlich nur einmal während des Revisions-Stillstandes durchführbaren Überprüfungen kann das nicht verhindert werden. **Spannungsrisse wachsen immer weiter bis zum Bruch**; das **Rißwachstum** ist nicht vorherbestimmbar, es kann auch **sehr schnell verlaufen**. Das unterstellte „Leck-vor-Bruch-Verhalten“ bietet keineswegs die behauptete Sicherheit vor einem Heizrohrabriß, der auch ganz unvermittelt auftreten kann.

## 6. Meldepflichtige Ereignisse

Hinzu kommt die **Unzahl** der nahezu alltäglich auftretenden „**Vorkommnisse**“ auch in den Atomanlagen hierzulande. Eine uns vorliegende Zusammenstellung „**Meldepflichtige Ereignisse** in baden-württembergischen Kernkraftwerken“ (KKP + GKN, 1 x KWO) weist für den **10 Jahres-Zeitraum** 2005 - 2014 insgesamt **218 solcher Ereignisse** auf – d.h. **nahezu alle zwei Wochen ein meldepflichtiger Vorfall!**

Darunter sind auch solche, die die **Sicherheit der Anlage ernsthaft in Frage stellen**, etwa:

- 27.10.2009 GKN I: **Nichtzuschaltbarkeit des Notstromkreises**
- 22.04.2010 KKP II: **Startversagen eines Notstromdiesels** bei wiederkehrender Prüfung
- 30.06.2012 GKN I: Zeitweilige **Unterbrechung der Lagerbecken-Kühlung**
- 05.06.2012 GKN I: **Notstromdiesel erreicht seine Nennleistung nicht.**
- 03.10.2013 GKN II: **Ausfall Not- und Nachkühlkette** durch fehlgestellte Armatur
- Und etliche mehr ...

Alle diese Vorfälle durchweg nach INES in Klasse „0 / N“ => „keine Gefährdung der Mitarbeiter und der Bevölkerung“ einzustufen stellt die Glaubwürdigkeit des Umweltministeriums in Frage – wie leicht kann sich durch **Verkettung mehrerer Umstände** daraus ein **schwerer Unfall** entwickeln. Wenn bisher – gottseidank - immer noch alles glimpflich ausgegangen ist, so kann das doch nicht als Nachweis für die Sicherheit des AKW-Betriebes herangezogen werden.

In diesem Zusammenhang sei erinnert an den **schweren Anfahr-Störfall** am **21.9.1977** im **Block I** des **AKW Neckarwestheim** als Folge von **Bedienfehlern** und im Zusammenhang mit erheblichen **Mängeln** an der noch **nicht betriebsbereiten Anlage**; Einzelheiten dazu siehe Anlage. Der Vorfall wurde **wochenlang vertuscht** und gelangte erst Ende November 1977 durch einen **anonymen Anruf** an die Öffentlichkeit.

Der **GKN I-Reaktor** war **unbeabsichtigt** bereits auf 8 % Leistung **hochgefahren**, obwohl **weder** die **Turbine** noch das **Kühlsystem betriebsbereit** war und die **Reaktorwärme** folglich **nicht abgeführt** werden konnte, was das **Betriebspersonal** erst **nach 20 Minuten** bemerkte. Nicht auszudenken, wenn dies noch einige Minuten länger gedauert hätte und der kritische Zustand im Reaktor überschritten worden wäre – der Großraum Stuttgart – Ludwigsburg – Heilbronn mit mehr als drei Millionen Einwohnern ist damals **nur knapp an einer Nuklearkatastrophe** vorbeigeschrammt.

Der Ablauf im GKN I war dem **GAU mit Kernschmelze** am 28.3.1979 im **TMI-Reaktor Harrisburg / USA** in mancher Hinsicht sehr ähnlich. Dort trat Radioaktivität in großer Menge in die Umgebung aus; eine Million Menschen mußte evakuiert werden.

## 7. Unzulässiges Hochsetzen des Ansprechdruckes der Sicherheitsventile

Wir hatten beanstandet, daß das lt. Betriebshandbuch im Störfall vorgesehene **Hochsetzen des Ansprechdruckes der Sicherheitsventile von 85 bar auf 117 bar** die **Sicherheit** des **Dampferzeuger-Behälters** gegen **Bersten infolge überhöhten Überdrucks aufhebt**, was nach der für **Dampferzeuger geltenden TRD 421** und allen sonst gültigen Sicherheitsregeln **unzulässig** ist. Dem halten Sie jetzt entgegen:

*„Dies ist keinesfalls wie behauptet „unzulässig“, sondern entspricht der im DEHEIRO-Störfall von der Betriebsmannschaft anzuwendenden Prozedur zur Beherrschung dieses Störfalls. ....*

*Die Ausführung der FSA-Station in dieser Art und Weise wurde für die Anlage GKN II mit der 2. TEG v. 18.6.1985 genehmigt, d.h. die Abweichung von der TRD 421 ist in diesem Fall nach Weisungsbeschuß Nr. 5 zulässig, da die Absicherung der Dampferzeuger gegen Drucküberschreitungen zweifach redundant erfolgt (über das FD-SIV mit Absperrventil UND über das Abblaseregelventil mit Abblase-Absperrventil), die Öffnungsfunktion in beiden Entlastungssträngen redundant ausgeführt ist und die Dampferzeuger über den Primärkreis thermohydraulisch gekoppelt sind.“*

Wer hat die zugezogenen Sachverständigen der **TÜVe** und der **GRS** dazu **ermächtigt**, die für Dampferzeuger **allgemein geltende TRD 421** für das GKN II zur Beherrschung eines Störfalls **außer Kraft zu setzen**? Dies zeigt einmal mehr, wie sehr das gesamte **Sicherheitskonzept der Reaktor-Anlage „auf Kante genäht“** ist - man muß bis an's Äußerste gehen, so daß überhaupt **keine Sicherheits-Reserve** mehr übrigbleibt! Bei **Bau und Betrieb** von **Atomanlagen** setzt man sich immer wieder über **Normen** und **Technische Vorschriften zur Anlagensicherheit hinweg**, als wäre das ein **rechtsfreier Raum**.

Zum andern bezieht sich vorstehendem Wortlauf zufolge diese „Außerkraftsetzung“ zunächst einmal allein auf die **Absperrrichtungen** vor dem Sicherheits- und dem Abblaseregelventil mit Verweis auf deren redundantes Vorhandensein, nicht aber auf das **Hochsetzen der Ansprechdrücke**.

Sie stellen die Druck-Angaben wie folgt richtig: sekundärseitiger Druck im Dampferzeuger 63,5 bar (anstatt 65 bar); **Ansprechdruck FD-Sicherheitsventil 87,3 bar** (anstatt 80 bar). Im Störfall soll dieser durch **Handeingriff** der Bedienmannschaft **hochgesetzt** werden auf **116 bar**. [Der Gutachter PhB gibt dafür allerdings **117 bar** an!] Hierfür kommt nur ein Fernschaltbefehl von der Leitwarte an eine Stelleinrichtung am jeweiligen Ventil infrage. Um den Ansprechdruck zu erhöhen, muß das Federpaket über dem Ventilteller stärker gespannt werden - wie wird dies im einzelnen umgesetzt? Damit ist eine **weitere Störungsmöglichkeit in der Sicherheitskette** gegeben. Schon wiederholt ist es zum **Versagen von Sicherheitsventilen in Atomanlagen** gekommen, so bei dem v.g. **Anfahrstörfall 1977 im Block I des GKN**, als das Sicherheitsventil eines der drei Dampferzeugers **in Offenstellung hängen blieb**, so daß dieser vollständig ausdampfte und damit auch keine Wärme aus dem Reaktor mehr aufnehmen konnte. Auch beim **GAU des TMI-Reaktors von Harrisburg / USA 1979** blieb das primärkreisseitige Sicherheitsventil **in Offenstellung hängen**, was dann zu dem **starken Kühlmittel-Verlust** im Reaktor mit Dampfblasen-Bildung und anschließender **Kernschmelze** geführt hat.

Doch von der Zulässigkeit einer solchen Maßnahme „Hochsetzen des Ansprechdruckes“ einmal abgesehen - wenn der **Dampferzeuger-Behälter** doch **116 bar aushält** warum beträgt der **Ansprechdruck des FD-Sicherheitsventils** dann nur **87,3 bar**?

Die Antwort hierauf kann nur heißen: für **116 bar Druck** ist der **Behälter** eben **nicht ausgelegt** und **nicht gefertigt**! Aus v.g. Angabe des „**zulässigen Betriebsdruckes** bzw. **Ansprechdruckes des FD-SIV**“ ergibt sich zweifelsfrei, daß der Dampferzeuger-Druckbehälter nur für den **zulässigen Betriebsdruck von 87,5 bar ausgelegt und gebaut** worden ist - jeder **darüber hinausgehende Druck** stellt eine **unzulässige Überbelastung** dar. Bei einem auf **116 bar hochgesetzten Ansprechdruck des Sicherheitsventils** beträgt die **Überlastung 33 %**. Die **volle Abblaseleistung des Sicherheitsventiles** wird erst bei einem **weiteren Druck-Anstieg** erreicht, der je nach Bauart **bis zu 10 %** betragen kann; das wären dann bis **128 bar** entsprechend **46 % Überlastung**! Damit wird eine **Überlastung des Behälters bis an seine Bruchgrenze billigend in Kauf genommen**. Wir beantragen auch hierzu **Einsichtnahme in die Auslegungs- und Prüfunterlagen der Dampferzeuger des GKN II**.

Sie führen im weiteren an: „*dass alle Dampferzeuger alle 10 Jahre sekundärseitig einer Druckprobe unterzogen werden. Der Prüfdruck von 113,5 bar entspricht dem 1,3fachen des zulässigen Betriebsdruckes* bzw. *Ansprechdruckes des FD-SIV, wobei aufgrund der zu berücksichtigenden geodätischen Höhe am örtlichen Prüfmanometer ein Prüfdruck von 116,8 bar ansteht.*“

Das wirft folgende Fragen und Schlußfolgerungen auf:

- Wann war die **letzte Druckprobe** der Dampferzeuger? Wann steht die nächste Prüfung an?
- Der v.g. **Prüfdruck von 113,5 bar** steht ganz oben im Dampferzeuger an; das Sicherheitsventil dürfte noch ein paar Meter höher sitzen, dort steht dann bei der Druckprobe ein entsprechend geringerer Druck an. Gegenüber dem auf 116 bar hochgesetzten Ansprechdruck des FD-Sicherheitsventiles bedeutet dies, daß der Dampferzeuger **im Störfall** unter einem **um drei bar höheren Druck** steht **als beim Prüfvorgang!**
- Wann hat die letzte **Funktionsprüfung der Sicherheitsventile** durch den TÜV-Sachverständigen mit welchem Ergebnis stattgefunden? In welchen Zeitabständen wird diese wiederholt? (Nach Dampfkessel-Vorschrift muß diese Prüfung alle zwei Jahre durchgeführt werden.) Welcher Ansprechdruck wird überprüft: **87,3 bar** oder **116 bar** oder **beide**? Mit welchem Prüfmedium wird geprüft: Kaltwasser oder Druckluft? Wie wird dieses aufgegeben?
- Die **Druckprüfung** des Dampferzeuger-Behälters wird mit **Kaltwasser** von ~15 °C durchgeführt. Im **Störfall** steht aber eine **erhöhte Betriebstemperatur** von etwa **320 °C** an. Die **Festigkeitswerte** des **Behälter-Werkstoffes** sind bei dieser **hohen Temperatur erheblich geringer (~60%) als bei der Kaltwasser-Druckprüfung**. Wenn also der Dampferzeuger der letzten Druckprüfung mit **113 bar Kaltwasser** standgehalten hat, ist das noch längst **keine Gewähr** dafür, daß er im Störfall bei 320 °C einen auf **116 bar** hochgesetzten Dampf-Überdruck, der bei voller Abblaseleistung bis auf **128 bar** ansteigen kann, ebenfalls ohne Schäden übersteht.
- Mit zu berücksichtigen ist die **alterungsbedingte Abnahme der Festigkeitswerte** des Behälter-Werkstoffes über mittlerweile 32 Betriebsjahre hin mit vielen Lastwechseln, die eine Verringerung der Druckbelastung erforderlich macht.

Aus alledem ergibt sich zwingend, daß ein **Hochsetzen des Ansprechdruckes** der Sicherheitsventile wie im Betriebshanduch zur Störfall-Beherrschung vorgesehen **weder zulässig noch vertretbar** ist und im Ernstfall **verheerende Auswirkungen** zur Folge haben wird.

Weil aber das **Hochsetzen des Ansprechdruckes** für die Sicherheitsventile **nicht zulässig** ist, bedeutet dies, daß ein **Heizrohr-Abriß als 2F-Bruch-Störfall grundsätzlich nicht beherrschbar** ist!

## 8. Druckausgleich Reaktorkreis - Dampferzeuger

Wir haben auf den **äußerst kritischen thermodynamischen Zustand im Reaktorkreis** bei einem DE-Heizrohr-Abriß (2F-Bruch) mit der **Gefahr einer Dampfblasen-Bildung an den Brennelementen** und der daraus folgenden **Überhitzung der Brennstäbe** bis hin zur **möglichen Kernschmelze** hingewiesen. Sie weisen das als „*nicht korrekt*“ zurück, bestätigen aber unsere Aussage, daß es zum Übertritt von Kühlmittel des Primärkreises zu einem **Füllstandanstieg** und einem **Temperatur- und Druckanstieg** im betroffenen Dampferzeuger komme. Sie behaupten weiter: „*Das bedeutet, dass der Dampf- und Speisewasserseitig isolierte Dampferzeuger nicht mehr an der Wärmeabfuhr teilnimmt. Daher kommt es im isolierten Dampferzeuger aber nicht zu einem Druckanstieg in die Höhe der hochgesetzten Ansprechdrücke.* ... Im Betriebshandbuch ist eine Prozedur hinterlegt (Druckabbau über Anwärm-Stellventil), mit der der Druck wieder auf unter 100 bar abzusenken ist.“

Wie das nun gehen soll, lassen Sie im Unklaren. Einen Dampfdruck abzusenken ist nur auf zweierlei Art und Weise möglich:

- 1) über das **Ablassen von Dampf**, doch wohin – ins Freie? Es geht dabei um große Dampfmenen, der **Dampf ist radioaktiv belastet!** Das wäre zudem eine **Ersatzfunktion** für die **Sicherheitsventile**. Es ist unklar, wie das mit dem Anwärm-Stellventil machbar sein soll.
- 2) Durch **Einspritzen von Wasser**, um den **Dampf niederzuschlagen**. Auch diese Möglichkeit sehen wir als höchst zweifelhaft an: es gibt im Dampfraum der Dampferzeuger nur Feuchte-Abscheider zur Dampftrocknung, aber keine Sprüheinrichtung wie etwa im primärseitigen Druckhalter. Sie verneinen weiterhin, daß es zu **schlagartigem Verdampfen** oder zu **Kondensationsschlägen** kommen könne und verweisen dazu auf Anweisungen im Betriebshandbuch, die das „*Überwachen*“

einer ausreichenden Unterkühlung von ca. 15 bar sicherstellen“ sollen. Eine Unterkühlung von was? Primärkreis-Wasser im Umlauf? Oder im Reaktorkern, wo es schon im **Normalbetrieb** äußerst knapp hergeht, weil an den Brennstabhüllen **Siedebedingungen** herrschen? Hier genügt bereits ein **geringfügiges Unterschreiten des Kühlmitteldruckes** um weniger als ein bar, wie er durch das Übertreten großer Mengen Primärkreiswasser in den Dampferzeuger erzeugt wird, um sofort **Filmsieden** und als Folge die **Bildung großer Dampfblasen** hervorzurufen, was bis zur **Kernschmelze** führen kann. Die hohe Wärmelast im Reaktor, bedingt durch die Verzögerung der Abschaltung aus dem Vollastbetrieb, sodann die nur langsam abklingende Nachzerfallswärme und die im Reaktorkern sowie in der Masse des Druckbehälters und seiner Einbauten gespeicherte Wärme lassen eine schnelle Abkühlung von 50 K je Stunde, wie Sie dies angeben, zumindest in der hier entscheidenden ersten Viertelstunde doch gar nicht zu. Bedauerlicherweise gehen Sie darauf überhaupt nicht ein. Immerhin schließen Sie selber nicht aus, daß der **Bedienmannschaft Fehlhandlungen** bei der Störfall-Abwendung unterlaufen können, wie das ja auch bei dem angeführten Anfahrstörfall 1977 im Block I der Fall war und jeweils bei den großen Reaktorkatastrophen von Harrisburg 1979, Tchernobyl 1986 und auch Fukushima 2011 eine tragende Rolle gespielt hat.

### 9. Fehlender Nachweis „Leck-vor Bruch-Verhalten“

Die Haltung des Umweltministeriums zu dem von uns als fehlend beanstandeten Nachweis „Leck-vor Bruch-Verhalten“ ist uns bekannt; wir teilen diese jedoch nicht, sehen dies vielmehr weiterhin als nicht erfüllt an.

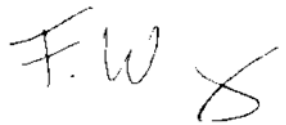
### 10. Wohin mit dem Atommüll?

Zusätzlich und unabhängig von der **steten Gefahr eines schweren Unfalls im AKW** mit schrecklichen Folgen ist die **Entsorgung** der ständig im Betrieb der Atomanlage entstehenden **radioaktiven Abfälle nach wie vor ungeklärt**. Es ist verantwortungslos, diese **Ewigkeitslasten** hunderten Generationen **unserer Nachkommen aufzubürden!**

**Jeder Betriebstag eines Atomkraftwerks ist ein Tag zuviel!**

Mit freundlichen Grüßen

für die AG AtomErbe Neckarwestheim:



Dipl. Ing. Hans Heydemann

Franz Wagner

Dr. med. Jörg Schmid

### Anlage

Bericht: „Anfahrstörfall GKN I v. 21.9.1977“ - „der Beinahe-ATOM-GAU in Deutschland“