

田中三彦著

原発はなぜ危険か

—元設計技師の証言—



岩波新書

102

甲第
90
号証

の表現を借りれば、「監視を必要とする部材(すなわち原子炉压力容器炉心部——筆者注が受ける中性子束、中性子エネルギースペクトル、最大中性子照射量および温度履歴となるべく等しくなる位置で照射)されたはずの、通常の監視試験片のテスト結果である。したがって、原発の安全性を優先するなら、テスト結果はそのまま原子炉压力容器内面の照射脆化の状況であると受け取らねばならない。

他の原発の照射脆化はどうか。美浜二号、高浜一号、大飯二号、玄海一号なども、はじめNDT温度がマイナスであったにもかかわらず、現在はみなプラス四、五〇度C付近にある。やはり、原子炉压力容器内面の照射脆化はすでに相当進んでいると考えねばならない。

そして、照射脆化の進んだこのような加圧水型原子炉压力容器にとってもっとも怖いものは、以下に述べるような「魔女の一撃」である。その一撃とともに、原子炉压力容器は破局的な脆性破壊をおこす可能性がある。魔女の一撃は「PTS」と呼ばれている。

恐ろしい「PTS」

PTSは、Pressurised Thermal Shockという英語の頭文字をとったもので、日本語では「加圧熱衝撃」といわれている。

冷たいコップに熱い湯を注ぐとコップが割れることがある。これはガラスの外表面の温度と内表面の温度に瞬間的に大きな差が生じ、そのためガラスの内部に極端に大きな力(応力)が発生したためである。いつも破壊がおこるわけではないが、急激な温度変化が構造物にもたらす力学的な影響は、「熱衝撃」と呼ばれている。

原発が完全に冷えた状態から起動されるとき、原子炉压力容器のなかの冷却材は、いわば普通の「冷たい水」である。この水を数時間かけて、ゆっくり通常運転温度まで上げていく。あまり急いで温度を上げると容器の内外面、あるいは容器の部分間に有害な温度差が生じ、熱衝撃とまではいかなくても、そうしたことが何度も繰り返されれば最終的に鋼を損傷する要素となる(熱疲労)。こうした理由から、起動時にかぎらず、通常運転時の冷却材の温度変化の割合は、一時間あたり五五度C(55C/H)以下に制限されている。压力容器を保護するための、きわめて伝統的、経験的な制限値である¹⁰。

しかし、たとえば冷却材喪失のような緊急事態がおきたとき、のんびりとそのような制限値にとらわれているわけにはいかない。本章のはじめに述べたように、そのような場合にはECCS系が自動的に作動し、冷たい水が一挙に炉内に流入することになっている。その場合炉は「急冷」され、容器は熱衝撃を受ける。

炉の急冷が、いつも冷水の注入によっておきるとはかぎらない。一次系あるいは二次系の急激な減圧、蒸気発生器による急激なエネルギー除去、などの要因も考えられる。が、とにかく、冷却材喪失、主蒸気配管破断、蒸気発生器細管破断のような事故がおこると、そうした要因が複合して炉が急冷され、そのとき原子炉压力容器はかなりの熱衝撃をこうむることになる。が、話はそれではすまない。

炉が急冷されると一次系の圧力が急激に低下するが、その急激な圧力低下のためにECCSの高圧注水ポンプが自動的に作動し、ふたたび一次側の圧力が上昇する。したがって原子炉压力容器には熱衝撃だけでなく、上昇した水圧力も作用することになる。これが加圧熱衝撃、つまりPTSである。

このPTSは、以下に述べるように压力容器の脆性破壊に対して、潜在的にきわめて危険な特性をもっている。

炉が急冷され、原子炉压力容器の内表面の温度だけが急激に低下すると、内表面には引っ張り応力が、反対に外表面には圧縮応力が発生することがわかっている。脆性破壊の発生には、ひび割れ（クラック）のような欠陥の先端を拡大しようとする力——つまり引っ張り応力——が必要であることは前に触れたが、まさにそりう種類力が、まず熱衝撃によって压力容器の

内面に発生するわけである。

一方、容易に想像できるように、水圧力がかかれば压力容器は全体的に引っ張り応力に支配されるだろう。したがってPTS発生時、原子炉压力容器の内表面は、熱衝撃によって発生した大きな引っ張り応力のはかに、水圧力による引っ張り応力が加算されることになる。したがって、もし原子炉压力容器の内表面付近に運悪く何がしか欠陥が存在していれば、その欠陥の先端は、熱衝撃と水圧力の二つの力でおし広げられることになる。

さらに都合の悪いことに、原子炉压力容器の内表面の温度は、急冷により、低くなっている。低いといっても少なくとも数十度Cはあるから、本来なら脆性破壊が心配になるような温度ではない。しかし問題にしているのは新品の原子炉压力容器ではなく、照射脆化により容器内表面のNDT温度が数十度Cにまで上昇した中古の原子炉压力容器である。

魔女の一撃ともいべきこのPTSがおこったとき、中古の原子炉压力容器がそれにもちこたえられるかどうかは、まず、容器内表面に欠陥があるかないかである。もしある場合、今度は「欠陥の大きさ」が鍵を握る。ただしそれは、欠陥の先端付近の応力分布や温度分布、容器の照射脆化の程度、欠陥の方位や形状などとの関係できまるもので、何センチ以上のものは危険で何センチ以下は安全という単純な話ではない。ケース・バイ・ケースである。条件がすべ

ABSTRACT

This report evaluates the threat to reactor vessel integrity posed by pressurized thermal shock (overcooling) events. The study focuses on pressurized-water reactors manufactured by the Babcock and Wilcox Company, as typified by the Oconee Unit 1 plant. The thermal-hydraulic transient data used as input to the linear elastic fracture-mechanics analysis of vessel flaw propagation were calculated by others, using the IRT and TRAC computer codes. In some hypothetical transients, vessel failure due to pressurized thermal shock is predicted early in reactor life, but identified calculational approximations, modeling deficiencies, and uncertainties in the probabilities of occurrence for the overcooling transients studied suggest that the quantitative results obtained should be regarded as preliminary estimates having substantial associated uncertainties. These areas of uncertainty are evaluated and recommendations are made for further work.

図16 アメリカのオークリッジ国立研究所がNRCに提出した報告書の「要約」

かが検討されている。論文の中心部分を、一部意訳しながら紹介しておきたい。

予備的な解析結果から……より厳しい主蒸気管破断事故、ランチョセコ・イベント⁽¹²⁾、そしてタービン・トリップにより、発電所の通常寿命以前に圧力容器の破壊がおこることが予想される。これら三つのケースについて、もつとも早い場合、それぞれいつそのような破壊がおこりうるかを定格負荷相当年数に換算して求めると、それぞれ四年、三年、二〇年である。

破壊規模がどの程度かはきわめて重要な問題である。そのとき容器内に炉心を冷却するだけの水を蓄えておけるかどうかと関係するからである。すべての場合ではないにしても、

て悪い側でそろえば、さほど大きな欠陥でなくとも、十分脆性破壊の起点になりうる。

ショッキングな報告書

P.T.S時の容器の強度検討に関しては、これまで数多くの研究報告書が公開されている。そのなかでもつとも衝撃的だったのは、原子力の重要な研究ではつねに中心的な役割をはたしてきたアメリカのオークリッジ国立研究所が、一九八一年一〇月にアメリカ原子力規制委員会(NRC)に提出した『加圧熱衝撃の評価』と題する八〇頁の報告書である。表紙に「初期段階の研究」という但し書はあるものの、報告書冒頭の「要約」(図16)でP.T.Sによる容器の破壊の可能性をつぎのように明確に断言した。

「……いくつかの仮想的な過渡現象において、炉の寿命内の早期の段階で、P.T.Sによる容器の破壊が予測される」。

ここでいう「仮想的な過渡現象」とは、要するに仮想事故のことである。この研究では「冷却材喪失事故」、「主蒸気管破断事故」、「タービン・トリップ」など合計六種類の過渡現象が、蒸気発生器の設計が独特なことで知られるアメリカのバブコック・アンド・ウィルコックス社製の加圧水型炉に対して想定され、そのときおこるP.T.Sに原子炉圧力容器が耐えられるかどうか

場所によっては一次系の冷却材の温度は破壊が発生した時点でまだ十分二〇〇度C以上であらうから、開放されるべきエネルギーが相当量残存している。したがって、容器にかなり大きな穴があく可能性がある。この問題に関するより量的な評価は、詳細な研究を待たねばならない(傍点は筆者)。

114

以上はあくまで特定のPWRを対象にして得られた結論である。したがってその結論をここでそのまま一般化するつもりはない。しかし少なくとも、ともすると「ありえないこと」と一蹴される圧力容器の破壊的事故が、それほど非現実的な話でないことをこの報告書の結論から知ることができよう。それでもなお、PTSを引き起こすような過渡現象そのものが確率的に低い、という反論を受けるかも知れない。しかしたとえば、前記報告書のなかに記されているタービン・トリップの発生確率は〇・一〜一回/炉年^(註)と大きい。

緩められた規制値

では、けっして絵空事ではない原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するために、照射脆化は法的にはどのように管理されているだろうか。これについて簡単に触れておきたい。まず、照射脆化の管理に関して日本がずっと模範にしてきたアメリカの事情から述べてみたい。

本章のはじめのほうで紹介した新聞記事にあったように、アメリカは早くも一九八〇年代はじめに、予想以上に照射脆化の進んだ加圧水型原発二十数機の扱いに苦慮していた。当時のアメリカの規程(NRC Regulatory Guide 1.99 rev.1)は、圧力容器の鋼材のNDT温度が「寿命末期で二〇〇度F(九三度C)に達しないこと」を要求していたが、これら二十数機の原因は照射脆化のため早くもこの規制値に到達したのである(この種の話を進めていくとき、本当はNDT温度ではなく、「関連温度(RT₅₀)」なる概念をもちださねばならない。しかし話が複雑になるので、すべてNDT温度で話を進める。本質的な問題ではないが、厳密には、ここで使うNDT温度はすべてRT₅₀で置き換えられる必要がある)。

この困難に対処するため原子力規制委員会(NRC)のスタッフは、PTS問題と絡めながらNDT温度の規制値の見直しを計り、まず一九八二年に、圧力容器の軸方向溶接部に対しては二一三〇度F(一一〇度C)、円周方向溶接部に対しては二五〇度F(一二二度C)、という規制値緩和案を顧問委員会に提示した。そしてさらに一九八五年までには、NRC Regulatory Guide 1.99のrev.2の草案とNRC 10 CFR 50-50.61という規程ができ、寿命末期でのNDT温度の規制値は軸方向が二七〇度F(一三三度C)、円周方向が三〇〇度F(一四九度C)に、さらに緩和された。

115

田中三彦

1943年栃木県に生まれる
1968年東京工業大学生産機械工学科卒業
同年、(株)パナソニック日立に入社、原発の
設計に従事、1977年に退社し、以後おも
に、科学および科学思想に関わる翻訳・撰
集に従事。中央大学非常勤講師。
著書『科学という考え方』(晶文社)
訳書『A. ダンシオン『デカルトの限り』(岩波出版)
『複雑系の選択』(共著、ダイヤモンド社)ほか
向『無意識の脳、自己意識の脳』(講談社)
『ムロテイヤウ』、『たまたま』(ダイヤモンド
社)ほか多数

原発はなぜ危険か、 岩波新書(新赤版)102

1990年1月22日 第1刷発行©
2011年5月25日 第15刷発行

著者 田中三彦
たなかのひと

発行者 山口昭男

発行所 株式会社 岩波書店

〒101-8002 東京都千代田区一ツ橋 2-5-5

案内 03-5210-4000 販売部 03-5210-4111

<http://www.iwanami.co.jp/>

新書編集部 03-5210-4054

<http://www.iwanamishinsho.com/>

印刷製本・法令印刷 カバー・半七印刷

ISBN4-00-430102-5 Printed in Japan