119. 原子力発電プラントの健全性評価 圧力容器の評価

藤村 理人*

(1983年 7月12日 受理)

(1983年 12月14日 再受理)

Integrity Assessment for Nuclear Power Plants Pressure Vessel

By Tadato FUJIMURA

It is required to minimize qualitatively the radiation exposure for the public or nuclear employee in the cases of the normal operation and any accident of the nuclear power plant. Dr. Hideo Uchida, a member of Nuclear Safety Commission of Japanese government, has proposed a personal draft of acceptance criteria for the radiation damage, based on the magnitude of nuclear accident and its occurrence probability.

On the other hand, for example, it is not clear what category of hardware damage in the nuclear plant corresponds to an event of 5 rem-exposure-damage, which has been recognized to classify to a small break loss-of-coolant accident (SBLOCA), and its occurrence probability is the order of 10^{-4} /reactor·yr.

In this paper, the author has tried to connect radiation damage to the hardware damage by interposing the failure probability of the nuclear pressure vessel.

Recently, the assessment of the structural integrity for the nuclear pressure vessel has become one of the most important problem for the assurance of the nuclear safety. The author has discussed pressurized thermal shock (PTS) issue in this context and proposed new position in the assessment of structural integrity for the nuclear power plant.

KEYWORDS: structural integrity, reactor pressure vessel, pressurized thermal shock, irradiation embrittlement, nuclear power plants, nuclear safety, radiation damage failure

I. 問題提起

従来, "As low as practicable" といった定性的な概念によって, 原子炉定常運転または事故時の放射線被曝を最小限に抑制することが原子力発電プラントの安全性を確保する上に要求されてきた。内田は, 発生すると想定される「事故の大きさ」とその事故の「発生確率」の見合いで評価することによって, 原子力発電プラントの安全性を評価すべきであると主張していた⁽¹⁾。この主張は, 原子力プラントの安全性評価の手法として合意されている。しかしながら, その目安をどのように決定するかによって, 安全性評価の基準の妥当性が問われることになる。

すなわち, 原子力発電所の安全基準として, 多数の被害者が出るような事故はいかなる小さな確率でも容

認できないが, 一方, 技術的手法による重大事故発生確率をゼロと評価することもできない。そこで, 構造健全性を確保する観点からは, 10^{-6} /(炉・年)とか 10^{-7} /(炉・年)という確率を, 重大事故発生の抑制のため設定することになる。ここで 10^{-6} /(炉・年)という発生確率の社会的意義は, 来たる21世紀において, 地球上で10,000基の原子力発電プラントが運転されていると考えるとき, 100年に1回, 大事故が起きる確率に対応するといえる。いいかえれば, 人間80年の寿命で, 世界のどこかで1回, 被害者数万の規模の事故を経験することが許されるか, ということに等しい。しかし, これではパブリック・アクセプタンス(PA)は得られない

* 高温構造安全技術研究組合 (ISES; Tech. Res. Assoc. for Integrity of Struct. at Elevated Temp. Service)

として、規制面*では $10^{-7}/(\text{炉}\cdot\text{年})$ という重大事故発生確率を原子力発電プラントの安全性確保の目標とし、1,000年に1回の重大事故の経験ならば、まず原子力発電所の安全性に疑問をもつ公衆はないであろうと一般に合意されている。

現在の原子力技術は重大事故の発生確率を $10^{-7}/(\text{炉}\cdot\text{年})$ に抑制できるほど進歩していない。現在のはたかだか $10^{-6}/(\text{炉}\cdot\text{年})$ を確保しているに過ぎないであろう。その根拠は後述するとして、現在の技術レベルで、1979年アメリカで起きたTMI-2号炉の事故を評価すると、TMI事故は過去における原子力発電所の最大事故であり、しかも世界における原子力発電プラントの運転経験が $10^6(\text{炉}\cdot\text{年})$ に過ぎない時点において発生したのであるから、単純にはその発生確率は $10^{-6}/(\text{炉}\cdot\text{年})$ となる。もしこの事故の被害者が数万人にのぼることがあったならば、原子力発電プラントは全面的にモラトリアムされたと思われるが、幸いにも住民への放射能災害は発生していない。

II. TMI-2号炉の事故についての 構造機器の健全性評価

軽水炉原子力発電所の事故の原因は、(1)多重安全防護系の不完全と、(2)運転員の操作未熟といわれている⁽²⁾。原子炉事故はまかり間違えば、死者数万人に及ぶ要因をもっている。しかしながら、TMI事故における重大事故への発展の防止は、第1に格納容器内に事故をとどめたこと、第2に圧力バウンダリーの損傷がなかったこと、による。もし圧力バウンダリーが重大破損状態に発展していたならば、公衆に重大な影響を与え、放射能が大気中に拡散するに至ったかもしれない。逃し弁の開放故障が起きてはいるが、これは本質的に放射能汚染につながるものではなかった。

このようなTMI事故は、原子炉の廃却に追い込む事故、すなわち、第1表に示すレベルⅢの事故であったのか、それとも修復して運転可能なレベルⅡに属する事故であったのか著者は注目してきたが、現在では、プラントの再稼働が可能であっても、それは相当先の時期であって、プラントの状態は全般的にはレベルⅢの事故といえよう。しかしながら、ハードウェア、特に圧力バウンダリーと呼ばれる1次冷却材を閉じ込める機能を果たす圧力容器、配管、蒸気発生器などは、大きな損傷がなく、レベルⅡの状態の事故と認めることができる。

TMI事故では、圧力バウンダリーの損傷はレベルⅡであったこと、また格納容器構造は損傷を受けていな

第1表 原子力発電プラントの健全状態区分

状態区分	構造健全性の保証
レベルⅠ (定常運転および 変動運転の時)	(1) 運転の継続が余裕をもって実施されねばならない。 (2) 構造材料の劣化を生じない。 (3) 亀裂などの欠陥の進展があっても検査技術によって捕捉し、評価が可能である。
レベルⅡ (設計想定におけ る故障の時)	(1) プラントをできるだけ速やかに、かつ損傷を与えることなく運転を停止させる。 (2) 再起動にあたり、構造の損傷がないことを保証する。 (3) 原子炉スクラムは25回程度保証する。
レベルⅢ (破局的事故の時)	(1) 大事故の発生は破局的想定となるが事故の波及連鎖を阻止する。 (2) いかなる事故でも格納容器構造の健全性を保証する。

いことから、構造健全性の専門家は原子力発電プラントの設計手法に間違いのないことに自信を深めた。もしも、これらの機器に重大破損が起きていたときは、現在の原子力プラントの構造設計思想は根底から覆され、材料の選択から構造設計、施工および検査まで全面的に見直さねばならない。その理由は、現在のハードウェアの重大破損が起きる確率は $10^{-6}/(\text{炉}\cdot\text{年})$ に過ぎないとして、原子力プラントの構造健全性を主張してきた構造設計手法が神話として崩壊し、現実には1,000倍高い確率で重大破損事故が起きたことになるからである。

III. 原子炉圧力容器の健全性

原子力発電プラントにおいて、原子炉圧力容器は核燃料炉心を内蔵し、核分裂反応を制御しながら進行せしめて熱エネルギーを取り出す重要な構造である。この圧力容器が重大破損をすることがあれば、他の機器のように安全防護をすることは困難である。換言すれば、圧力容器に重大破損が発生すれば原子力発電所の構造健全性を保証することは不可能になる。すなわち、事故の波及連鎖を防ぎ、格納容器を損傷せしめない保証をすることが極めて難しいと考えられるからである。ここに、圧力容器の設計と設計条件が特別に保守的にならざるを得ない論拠がある。

* NRC, Stadar Review Plan では発生事故の確率の総計で規制している。しかし、圧力容器のような重要構造物では、単独で低い破損確率を確保しなければならない。

第1図*では、横軸にプラント機器の供用経験を(基数×供用年数)で表わし、縦軸にプラント1(基・年)**当りの重大破損の発生確率を示している。その実線で示す傾向は、原子力用以外の静置機器と呼ばれる压力容器、ボイラなどについて求めたもので、回転機械、すなわちポンプ、タービンなどの破損確率はもう1桁、すなわち10倍高い $10^{-4}/(\text{基} \cdot \text{年})$ である。ちなみに、 $10^{-5}/(\text{基} \cdot \text{年})$ という破損確率は10,000基の容器が10年稼働した供用経験において、1基が重大破損を起こす確率である。原子力機器以外の压力容器などでは現在、供用経験は $10^6(\text{基} \cdot \text{年})$ を超えていて、その重大破損確率は $10^{-5}/(\text{基} \cdot \text{年})$ となっている。プラント・エンジニアリングでは、供用経験が進むに従い技術の進歩と経験が相まって、事故確率は低下し、第2次大戦前に比べて現在では、その破損確率はほぼ1/10に低下している。

第1図 機器の大破損発生確率

原子力発電プラントは現在世界ではほぼ250炉が稼働しているが、その経験は1,000(炉・年)を超えたところで、原子力以外のボイラ、压力容器の1/1,000の経験にすぎない。原子力プラントと原子力以外のプラントを比較すれば、前者は明らかに品質保証手段が進んでおり、最高の現代技術を駆使している原子力プラントの構造では重大破損確率は1桁(1/10)低いと考えられており、 $10^{-6}/(\text{基} \cdot \text{年})$ といえよう^③。

原子力技術は原子力以外のボイラ、压力容器技術を基礎にして発展したものであるが、技術革新が著しく進んでいる現在では、第1図に示したように、破壊確率は21世紀初頭にさらに1桁低く、 $10^{-7}/(\text{基} \cdot \text{年})$ へ低下するであろう。現在より40年後の2020年において、世界の原子力発電所の数が5,000基になると想定すれば、その供用経験年数は、おそらく200,000(基・年)程度になろう。この時点においても、压力容器の重大破

損事故が1回も発生しない確率が $5 \times 10^{-6}/(\text{基} \cdot \text{年})$ 以下であるから、 $10^{-7}/(\text{基} \cdot \text{年})$ という破壊確率はさらにその1/2以上小さく、破壊に対して極めて大きな余裕をもっているといえることができる。

Ⅳ. 技術的努力

原子力発電プラントの安全性は圧力バウンダリーの健全性に依存するところが大きい。そのうえ原子炉压力容器が破損するようなことがあれば、压力容器を大きく修理したり、交換することはまったく不可能なので、原子力エネルギー利用の経済性は成立しなくなる。そのうえ压力容器の破損は、原子力発電プラントの多重防御の思想自体が崩壊することになる。想定される压力容器の重大破損の状態は、いわゆる鋼材の不安定破壊と呼ばれる破壊モードである。このような急速な破壊モードでは、破壊回避または応急処置のため、プラントの緊急停止により内圧または温度を下げたり、運転員が退避したりするに必要な時間の余裕がまったくなく、数秒、数分の単位で事故は拡大すると考えられる。

このため、不安定破壊を防止するための压力容器の設計製造技術の手順と、供用における健全性評価手順は極めて保守的になっている。

1. 压力容器の設計

压力容器に使用する鋼材には強度よりも靱性を強く要求している。靱性とは、材料の表面に亀裂性欠陥があったとしても破壊に対する抵抗が高いことをいう。これは先に述べた不安定破壊を防ぐために必要である。フェライト鋼材は脆性破壊遷移温度をもっていて、その温度以下では靱性を失う。压力容器は靱性を失わない状態で製造し、供用することが、構造設計の第1原則である。よく知られている RT_{NDT} という温度は、この脆性破壊遷移温度を保守的な試験方法で評価して定めた設計上の压力容器の供用下限温度として定義される。 RT_{NDT} にさらに余裕をもたせた温度条件で供用することが、压力容器の重大破損を防ぐ必須の条件となっている。

ここで注意しなければならないことは、材料はすべて溶接部を含む議論であって、溶接部の靱性は母材と同等またはそれ以上であることが必要である。

* 文献(3)および(4)より編成した。

** 運転経験は原子炉当りとすれば(炉・年)となり、压力容器当りとすれば(基・年)または(ベッセル・年)と呼ぶべきであろう。

2. 圧力容器の製造

圧力容器は溶接施工、プレス成形と熱処理によって製造される。製造された圧力容器は40EFPY(全出力実効換算年)の供用期間に破損を生ずることがないことを保証して、欠陥のない容器として供給される。具体的には、鋼材は材料会社から製造会社に無欠陥の材料として供給されている。ここで述べる“無欠陥”とは、表面きずについては規定の手直しをし、鋼材内部のきずについては規定の非破壊検査による、判断基準に基づき力学的欠陥(主として表面の亀裂性欠陥)がないということを確認した状態をいう。判断基準以下のきず*の存在は記録され許容される。完全に無きずの材料はあり得ないし、そのような材料の製造を要求したならば、材料の廃却がふえてプラントの経済性は成り立たない。また中性子照射脆化による破壊防止のための現実的処置としては、炉心に近い容器シェルのためには特にきずの少ない材料が確保される。

圧力容器の製造工程では、溶接継手の品質保証が重点であり、検査の全数実施と多重の検査は原子力機器の製造において初めて工業的に実施された品質保証技術である。全数検査の原則は、「構造は補修または部分

的廃却をすることによって無欠陥構造をつくることが可能である」という思想に基づいている。

このようにして、最新の検査技術を駆使した限界において、合理的判断のもとに“無欠陥”と認識できる圧力容器が供用されている。

V. 破壊確率論による技術努力の評価

第1図で述べたように、原子力以外のプラントの構造の重大破損確率は、 10^{-6} (基・年)の供用経験を経て、 10^{-9} (基・年)であると考えられる。

供用経験による破損確率の低減は次式より計算されている⁽⁴⁾。

$$\lambda_t = (1 - \alpha)\lambda_s$$

ここで、 λ_t : 将来の破損確率

λ_s : 現在の破損確率

α : 技術努力および供用経験(0.3~0.5)

この低減は技術の進歩、運転経験による習熟、安全防護設備の充実などの総合化によるものである。第2図は第1図をもとにして作図したものであるが、最近、圧力容器の重大破損に対して見直しが迫られている。

第2図 原子力発電プラントの技術努力

従来、原子力発電プラントの安全解析において、主要配管の瞬時破断が想定されてきたが、圧力容器の破損は考慮されておらず、圧力容器の健全性論議は棚上げされていた。これは、前述したように、原子炉圧力容器の重大破損確率は 10^{-9} (基・年)であると信頼してき

たことによるが、最近、新たに圧力容器に対する加圧熱荷重(Pressurized Thermal Shock, PTS)問題がク

* 欠陥ときずは用語を区別して使用した。欠陥の存在は高級なプラントでは許されないが、きずは存在が許される。

ーズアップされて、見直しが必要となった⁽⁶⁾⁻⁽⁷⁾。

この加圧熱荷重問題の破壊確率論からみた重要性は次のとおりである。

- (1) 原子力プラント特有の現象として認識されている鋼材の照射脆化がかかわっている。
- (2) システム事故，例えば大口径配管破断，小口径配管破断，主蒸気管破断または給水不良状態により压力容器に熱水力過大荷重が加わることがある。
- (3) 熱衝撃荷重により压力容器内面のきずから不安定亀裂を発生する可能性がある。そのきずの大きさが非破壊検査検出限界以下でも亀裂の発生の可能性があり，亀裂伝播阻止特性を重視しなければならないようになってきた。

以上の項目について，压力容器の健全性評価は従来実施されていない事項であった。

米国原子力規制委員会(USNRC)によれば，PTSによる压力容器の重大破損確率は $10^{-4}/(\text{基}\cdot\text{年})$ と評価している⁽⁸⁾。この確率はわれわれが信じていた $10^{-6}/(\text{基}\cdot\text{年})$ の100倍であり，アメリカで 10^3 (炉・年)の供用経験のもとで余裕度10倍という厳しい確率といえよう。しかし，これらの厳しさをもっている原子力発電プラントは第Iおよび第II世代*のプラントであるから，その数はそれほど多くなく，最近の第III世代のプラントでは加圧熱荷重にはほとんど問題がないと著者は推測しているが，アメリカでは1980年に压力容器の健全性を見直すことが必要になり，1982年に報告がまとめられた。日本では1980年時点での原子力プラントの供用経験は150(炉・年)であるが，アメリカより高品質の鋼材を使用し，原子炉压力容器の破損確率は $10^{-5}(\text{基}\cdot\text{年})$ 以下と著者は考えている。すなわち，アメリカより破損確率が1/10低い。

しかしながら，日本の技術的努力の目標は2000年に向けて $10^{-6}/(\text{基}\cdot\text{年})$ にする必要がある。2000年には日本の原子力プラントの供用経験が1,200(炉・年)に伸びるが，そのとき原子力発電所の重大破損確率は，第2図に示したように $3\times 10^{-6}/(\text{基}\cdot\text{年})$ まで低下するであろう。このような日本の原子炉压力容器の技術的努力の現状の認識について，品質過剰と見るか，健全と見るかは，一般公衆の安全性の判断にかかっている。

Ⅶ. 内田提案と压力容器の健全性確保

第3図は，安全性評価に関する内田提案に压力容器重大破損を参照せしめて作図したものである。同図の縦軸に重大破損確率をとり，横軸の上段は放射線荷

人被曝線量，下段は压力容器の脆性破壊基準温度 RT_{NDT} ，すなわち压力容器鋼材の照射脆化度をとったものである。横軸の上段と下段のスケールは対応するものではないが，重大破損確率を介して両者の関連を評価することができる。例えば，TMI事故は $10^{-3}/(\text{炉}\cdot\text{年})$ の確率で起こり，個人の放射線被曝は0.1 remであった。この事故の状態を小口径破断(SBLOCA)とすることに疑問があるが，SBLOCAの発生確率とTMI事故の発生確率とは同等であった。一方，SBLOCAを引き金として，压力容器の重大破損発生確率は，压力容器の内面の RT_{NDT} の昇が大きいとき，すなわち照射脆化度が大きい場合 $5\times 10^{-4}/(\text{基}\cdot\text{年})$ に達する**。

USNRCでは従来，压力容器の RT_{NDT} は200°F(93°C)に規制していた⁽⁹⁾。すなわち，この規制温度を超えた場合，運転を停止して照射脆化を低減する処置をとることを要求していた。この規制では加圧熱荷重による压力容器の破損確率はいみじくも $10^{-6}/(\text{基}\cdot\text{年})$ であった。しかしながら，最近の第I世代压力容器の照射脆化の進展は大きく，中性子照射による RT_{NDT} の上限規制を最近270°F(132°C)に改めることにした。これは，第3図で明らかなように，压力容器の破損確率を $2\times 10^{-4}/(\text{基}\cdot\text{年})$ までゆるめたことになる。この処置の理由については，アメリカの原子力発電プラントの供用経験が2000年においてようやく 10^4 (炉・年)に達することを考慮し，第2図に示したように，今後の技術努力と供用経験により，破損確率が $3\times 10^{-5}(\text{基}\cdot\text{年})$ に低下し，その健全性裕度はほぼ3となるので，压力容器の重大破損事故は回避できると著者は解釈している。このような確率論的アプローチのみで，压力容器の重大破損が回避できるかどうかは厳しい問題で，現在，決定論的方法による研究計画がアメリカで大規模に展開されている。

原子力安全委員会の内田委員は，1983年春の日本原子力産業会議の大会で，原子力発電所の安全性確保の定量的目標として，個人被曝が5 remに達する事故は，その発生確率は $10^{-4}/(\text{炉}\cdot\text{年})$ と評価している。ここに5 rem事故が，原子炉構造においてどのような具体的な破損状況に対応するかが構造健全性における課題である。

SBLOCAはこの確率で起きる可能性がある。SBLOCAで事故の規模を格納容器内にとどめれば，5 rem

* 压力容器に使用される鋼材の成分規制の改定によって世代を分けているが，鋼材の製造時点と压力容器の製造時点では数年の時期のズレがある。

** SBLOCAと連動してPTS事故が起きる確率。

第3図 原子炉压力容器の重大破損確率と放射線被曝

以下の被曝で事故を収束できると思われる。しかし SBLOCA を引き金に PTS による压力容器の重大破損が連鎖発生したならば、1,000 rem 事故へと発展する可能性もある。ここに事故の連鎖を防ぐことがいかに重要であるか認識しなければならない。

内田試案を遵守するためには、まず第1に主配管系の漏洩先行型破損(Leak-before-break, LBB)概念を実証し、第2に日本では SBLOCA の発生確率が 10^{-4} /(炉・年)より低いことを明らかにすることが重要である。そして、SBLOCA に連動する加圧熱荷重による压力容器の破損確率は 10^{-5} /(基・年)であることを保証するためには、 RT_{NDT} の制限を 110°C に制限することが

望ましいと著者は主張したい。

以上の確率論的健全性評価に加えて、決定論により原子炉压力容器の健全性を保証するために、加圧熱荷重による压力容器の重大破損は次のようなシナリオで防止できることを確認しなければならない。

- (1) 第I世代压力容器の内面にきずが存在する部材が、高速中性子照射を $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2 (>1 \text{ MeV})$ 以上受けたとき、安定亀裂を発生する可能性があるが、その亀裂発生確率は 10^{-5} /(基・年)以下であることを確認する。
- (2) 発生したとする不安定亀裂は極めて速い速度で伝播するが、鋼材の不安定亀裂停止特性によ

って板厚の中で停止することを確認する。この亀裂停止特性についてはまだ十分な確証を得られていないので、研究開発によって数量的に把握する。

- (3) 停止した不安定亀裂は供用によって延性亀裂として遅い速度で進展する可能性があるが、その速度は十分に小さく、原子炉供用期間中の監視(ISI, In-service inspection)によって捕捉し、かつ十分な評価時間を有し、重大破損に至らないで原子炉を停止できることを確認する。

すなわち、以上のようなシナリオにより、压力容器といえども漏洩先行型破損(LBB)概念が成立することを配管系と同様に確認できる。しかしながら、压力容器は配管系以上に供用の保守性が要求されるので、LBB概念は安全裕度として保留しておくことが望ましい。

Ⅶ. あとがき

本論文は、原子力発電プラントの健全性論議が、安全解析の専門家間にとどまらず、広く原子力開発分野における研究者、技術者の参加により呼び起こされるための一石として書いたものである。

本論文の未熟な点については読者にご指摘を頂き、さらに深く、定量的な議論をするとともに、わかりやすい言葉による一般公衆の原子力プラントの安全性の理解の一助となることを希望して筆をおく次第である。

— 参考文献 —

- (1) 内田秀雄: 安全をめぐる諸問題(原子力施設の安全問題特集のうち), 原子力工業, 19(9), 12 (1973).
- (2) 原子力安全委員会, 日本学術会議編: “学術シンポジウム, 米国スリー・マイル・アイランド原子力発電所事故の提起した諸問題・報告書”, (1980), 大蔵省印刷局.
- (3) The Advisory Committee on Reactor Safeguards: Report on the integrity of reactor vessels for light water power reactor, *Nucl. Eng. Design*, 28, 147~195 (1974).
- (4) BUSH, S.H.: Probability of damage to nuclear component due to turbine failure, *Nucl. Safety*, 14(3), 31~72 (1973).
- (5) 藤村理人: 原子炉の压力容器に破壊はあるか, 原子力工業, 29(2, 4), 9 (1983).
- (6) 矢川元基: 原子力压力容器の健全性に関する最近の課題-PTS問題を中心に, 同上, 30(1), 61 (1984).
- (7) 三島良績, 藤村理人: 原子炉压力容器に関する最近の話題(1), 同上, 30(3), 60 (1984).
- (8) NRC Staff Evaluation of Pressurized Thermal Shock, Draft, (1982).
- (9) U.S.NRC: *Regulatory Guide*, 1.99, (1977).

本会マーク入りタイピン・カフスセット
(七宝製ゴールド)

昨年4月新事務所開設記念に、装いを新たに(ゴールド)製作しました。特に海外へのプレゼント用に好評です。ご希望の方は学会事務局へ。

頒価 1 セット 2,000円(千240円)

第3回法政大学イオンビーム工学シンポジウム

電子デバイスとイオンビーム

- 主 催 法政大学イオンビーム工学研究所
期 日 1984年12月7日(金), 8日(土)
場 所 法政大学工学部(国電中央線 東小金井駅下車, 徒歩12分)
内 容 電子デバイス製作プロセス技術へのイオンビーム利用
(1)イオンビーム加工技術
(2)イオンビームによる物性制御
(3)イオンビーム利用に関連したデバイス特性向上
(4)イオンビームを利用した評価技術
(5)その他
講演時間 1件約20分(予定)
講演申込締切 所定申込用紙に記入の上, 9月22日(土)までに下記申込先へお申し込み下さい。
参加要領 講演会参加費は無料
資料は実費頒布(当日会場受付)
問合せ・申込先 (〒184)東京都小金井市板野町3-7-2
法政大学イオンビーム工学研究所
(Tel. 0423-81-5341, 内線610~612)