

3D-CFD & FEM を用いた PTS 時の RPV 構造健全性評価と保全最適化

3D-CFD and FEM Based Deterministic PTS Analysis for Optimizing RPV Maintenance Strategy

京都大学	阮 小勇	Xiaoyong RUAN	Member
京都大学	水田 航平	Kohei MIZUTA	Non Member
京都大学	中筋 俊樹	Toshiki NAKASUJI	Member
京都大学	森下 和功	Kazunori MORISHITA	Member

Abstract

The structural integrity of reactor pressure vessels (RPVs) is an important issue in the field of nuclear power plants. The RPV contains a reactor core, which is impossible to substitute. The pressurized thermal shock (PTS) loading is a critical issue in assessing the safety of RPV. The most severe situation takes places during cold water injection in the cold legs when the emergency core cooling system (ECCS) is operated due to LOCA. Under these circumstances, the PTS loading may lead the RPV to brittle fracture due to neutron irradiation. In the present study, we focus on the perspective of an RPV maintenance. A reference design of a four-loop RPV is applied, and five different cases of ECCS water injection proposals which are symmetric or asymmetric situations are considered. For each case, 3D-CFD and FEM analysis were performed to provide the SIF (K_I) as a function of the position of RPV. By comparing K_I values in RPV for these cases, the proposal is finally discussed, which will provide a deep insight on more appropriate maintenance of an RPV.

Keywords: Reactor Pressure Vessel, Pressurized Thermal Shock, Maintenance, Three-dimensional Computational Fluid Dynamics, Finite Element Method

1. 緒言

原子力発電所の機器は長期間の運転に伴い劣化する。こうした経年劣化に対し、部品を交換するなどの保全活動によって発電所の健全性は維持されている。しかしながら、原子炉圧力容器 (RPV) や格納容器といった交換ができない機器が存在し、これが原子力発電所の寿命制限となる可能性がある。RPV の経年劣化事象の一つとして中性子照射による照射脆化が挙げられる[1]。

何らかの原因により冷却材損失事故 (LOCA) が起こると、RPV 内には非常用冷却水が大量に注入される。注水によって RPV は冷却され容器内表面と外表面での温度差が大きくなる。この温度差によって、RPV 内面に高い引張応力が発生することが知られている。これを加圧熱衝撃(PTS)荷重という。中性子照射脆化が進んだ RPV

に PTS が生じると、万一 RPV 内にき裂が存在するとなれば、そのき裂が進展し RPV が破損する可能性がある。

このような事故を防ぐためには、圧力容器鋼の脆化度合いとき裂の存在や状態から PTS 発生時におけるき裂進展の評価が行われている。従来、PTS の解析には RELAP[2]のような一次元モデルによる熱水力解析が行われてきた。しかしながら、一次元モデルによる解析では周方向の温度分布に一様性が仮定され、RPV の冷却の空間分布は再現できない。一方、三次元熱流体解析 (3D-CFD) を行った場合は RPV の幾何学的な形状を考慮できることから詳細な温度分布が計算できる。CFD から得られた RPV の温度分布を用いて FEM により応力拡大係数 K_I が算出され、構造健全性評価を行うことができる。実際、文献[3]では、3D-CFD&FEM と RELAP の解析結果をそれぞれ比較し、 K_I は 3D-CFD&FEM のほうが 40% 大きくなることが報告されている。

3D-CFD&FEM の利点の一つに、注水方式の空間分布

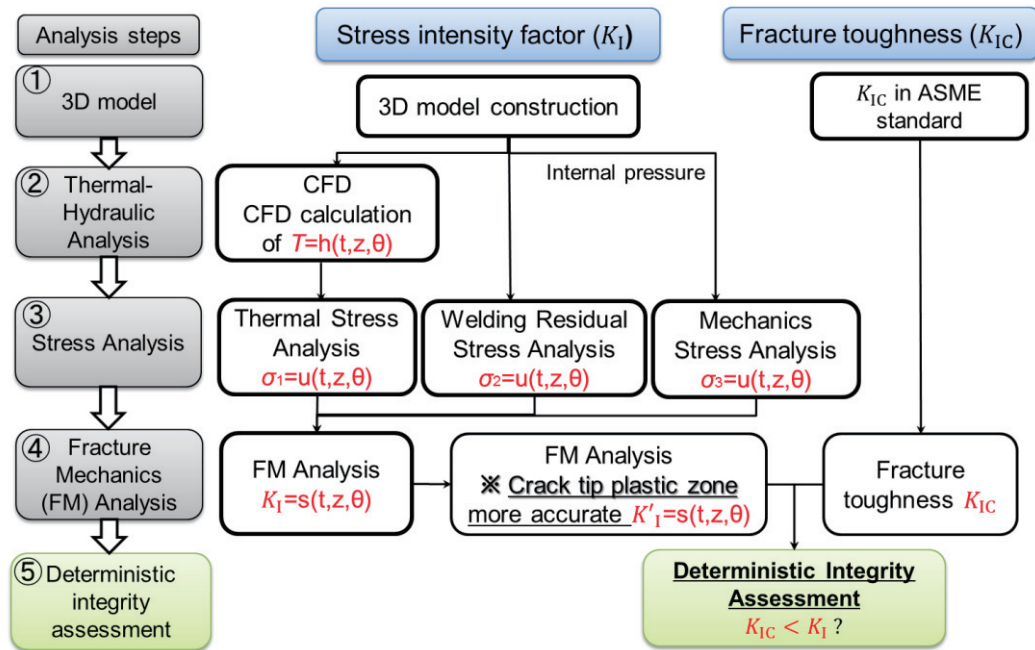


図1 構造健全性評価の流れ[4]

を自由に変化させる事ができるという点がある。通常の健全な原子炉では、すべての安全系のポンプから注水が行われると想定されるが（対称注入）、しかし、大地震が起きたときには電気系統等の損傷からすべてのポンプが使えず、非対称な注入になってしまう可能性もある。非対称注入の場合は温度分布が異なり応力分布も異なるので、危険部位も状況により変化する。そこで非対称注入の場合の K_I がどのように変化するか評価することが必要となる。本研究では3D-CFDと有限要素法(FEM)を用いて対称注入および非対称注入の5つのケースについて計算を行った。注水ケースの違いによって、 K_I がどのように変化するかについて検討した。

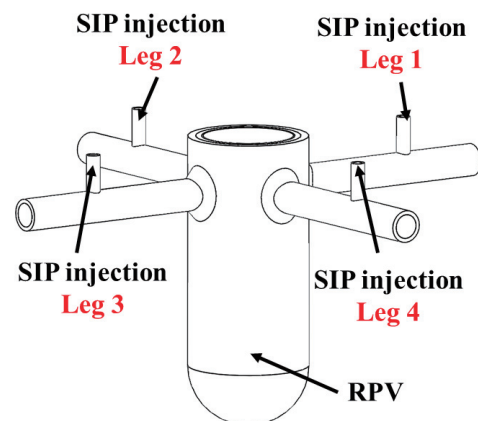
2. 構造健全性評価方法および結果

構健全性評価の一連の流れを図1に示す。計算手順は3D-CFDによる熱水力解析、FEMによる応力解析、FEMによる破壊力学解析の三段階である[4]。3D-CFDで冷却水を注入したときのRPVの温度分布の計算を行う。得られた温度分布よりFEMを用いて熱応力を算出する。また別途、溶接残留応力とRPVの内圧による応力を算出する。最後に仮想き裂を想定し、得られた応力分布を用いて破壊力学解析を行う。破壊力学解析によって得られた K_I と破壊靱性値 K_{IC} の比較によりRPVの構造健全性評価をおこなった。このとき、 K_I の注水ケース依存性について評価した。

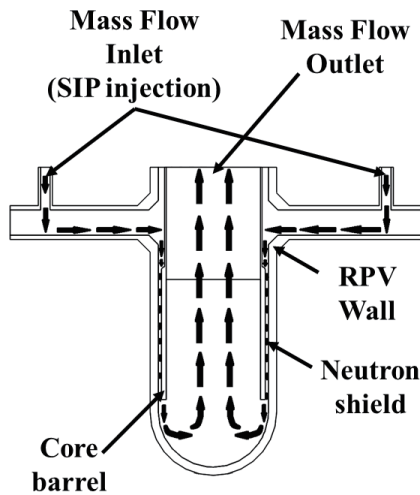
2.1 熱水力解析

解析対象とするRPVは4ループのRPVとした。図2に三次元の解析モデルを示す。図2(a)に示すようにRPVにLeg 1~4が接続され、LegにSIP (Safety Injection Pumps)注水を行う。注入された冷却水は、中性子遮蔽壁とRPV内壁の間を通過して、炉心へ到達し上部へ排出される（図2(b)）。

壁面の境界条件としてRPV外壁では断熱とし、中性子遮蔽体と炉心そうは共役熱伝導解析とした。熱水力解析手法を表1に示す。



(a) RPVモデル



(b) 3D-CFD 解析概要図

図2 三次元の解析モデル

注水はどの条件でも SIP 合計流量 120 kg/s を固定とした。これは、本研究では、注水の対称性および非対称性に注目しているため流量の違いによる影響を排除するためである。Leg1 のみで注水した場合を Case 1, Leg 1, 2 からの注水を Case 2, Leg 1, 3 からの場合を Case 3, Leg 1, 2, 3 の場合を Case 4, すべての Leg から注水した場合を Case 5 との 5 ケースとして設定した。温度条件としては

表1 解析手法 (3D-CFD)

Fundamental equation	Unsteady compressible
	Navier-Stokes equation
Turbulence model	SST k- ω
	Buoyancy turbulence modification
Discretization method	Finite volume method
Velocity-pressure coupling	Coupled algorithm
Time integration method	Second order implicit

表2 注水ケース

	Mass Flow Rate, [kg/s]				SIP, temp [K]	Initial temp [K]
	SIP, Leg 1	SIP, Leg 2	SIP, Leg 3	SIP, Leg 4		
Case 1	120	0	0	0	293	550
Case 2	60	60	0	0		
Case 3	60	0	60	0		
Case 4	40	40	40	0		
Case 5	30	30	30	30		

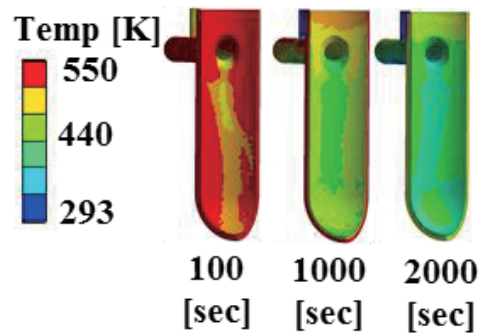


図3 温度分布 (Case 5)

RPV 壁面と内部の水の初期温度は 550 K とし、注水する冷却水の温度を 293 K とした。表 2 に各注水ケースの詳細を示す。

図 3 に Case 5 における RPV の温度分布の時間変化を示す。注水開始から 100 sec 後では全体は冷却されず、冷却水が通過した範囲のみ温度が低下している。1000、2000 sec では RPV 内壁は全体的に冷却されており 440 K 程度まで温度が下がっている。これからわかるように、冷却水の流れによって RPV の温度分布は一様ではなく、分布を持つことが評価された。

2.2 応力解析

応力解析では、熱応力、RPV の内圧による一次応力および溶接残留応力について計算を行った。熱応力は CFD によって算出した時間ごとの温度分布を入力データとして用いて算出した。一次応力解析では RPV の内圧の時間変化を入力データとして一次応力を算出した。図 4 に内圧の入力データを示す。熱応力と一次応力の合計値を RPV の発生応力とする。

図 5 に Case 5 の RPV のミーゼス応力分布を示す。冷却水注入開始から 100 sec 後は冷却水が通過した部分は温度勾配が大きいため周辺より大きい応力が発生している。1000、2000 sec では RPV の温度が全体的に低下していることから、RPV 全面で応力が発生している。また、時間が経過しても冷却水が通過している部分については RPV 内面がより冷却されているため、周りより大きな応力が発生していることがわかる。

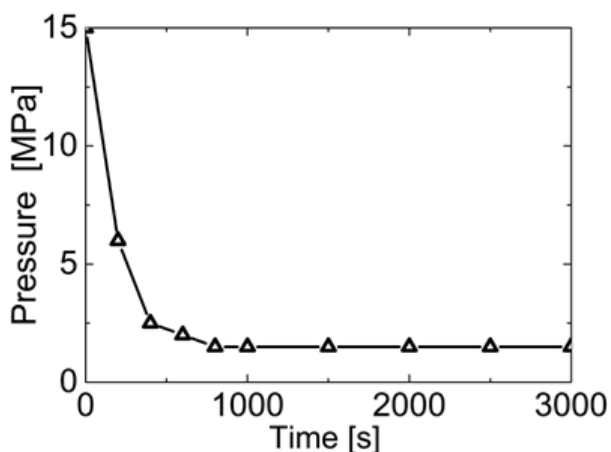


図4 内圧入力データ[4]

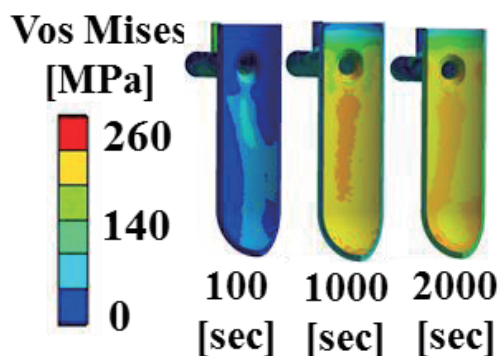


図5 応力分布 (Case 5)

RPV 製造時に行われた溶接による残留応力もき裂進展に影響を与える。そこで、本研究においても溶接残留応力の計算をおこない、 K_I の評価へ考慮した。表3に解析条件、図6にシミュレーションモデル、図7に計算結果を示す。溶接残留応力は、加熱部を中心に最も高くなっている。

表3 解析条件 (溶接残留応力)

Simulation method	FEM
Welding method	Submerged arc welding
Welding model	Gaussian distributed heat source
Welding speed and radius	5 mm/s, 25 mm
Heat input	35 kw
Welding pass	5

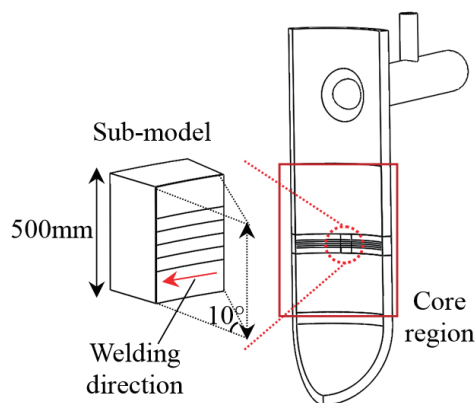


図6 溶接残留応力解析モデル[4]

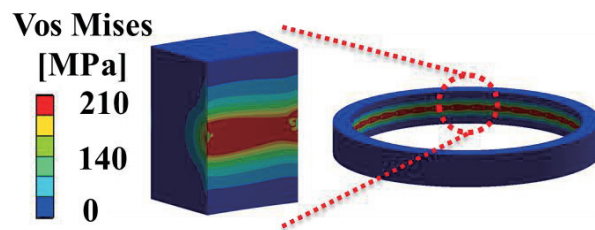


図7 残留応力分布 (1パス終了時) [4]

2.3 破壊力学解析

破壊力学解析では応力解析で得られた応力分布を入力値とし、 K_I を計算した。

解析を行うにあたって仮想き裂を設定する必要がある。給水配管から下方へ3.5 mの位置の周方向へ1度毎にき裂を想定した。き裂はだ円表面き裂 (図8(a)) とした。しかし、実際のき裂は、き裂先端に塑性域が存在しており、これを考慮することでより精度が高い評価が可能となる。本研究では図8(b)に示すような塑性域 r_p を持つ補正モデルを用いた。

塑性域 r_p は式(1)で与えられ、き裂半径は式(2)のように補正前のモデルに対して塑性域分を足したものとなる [5]。

$$r_{p(i)} = \frac{1}{6\pi} \left(\frac{K_{I(i)}}{S_{y(i)}} \right)^2 \quad (1)$$

$$a_{e(i)} = r_{p(i)} + a_{(i)} \quad (2)$$

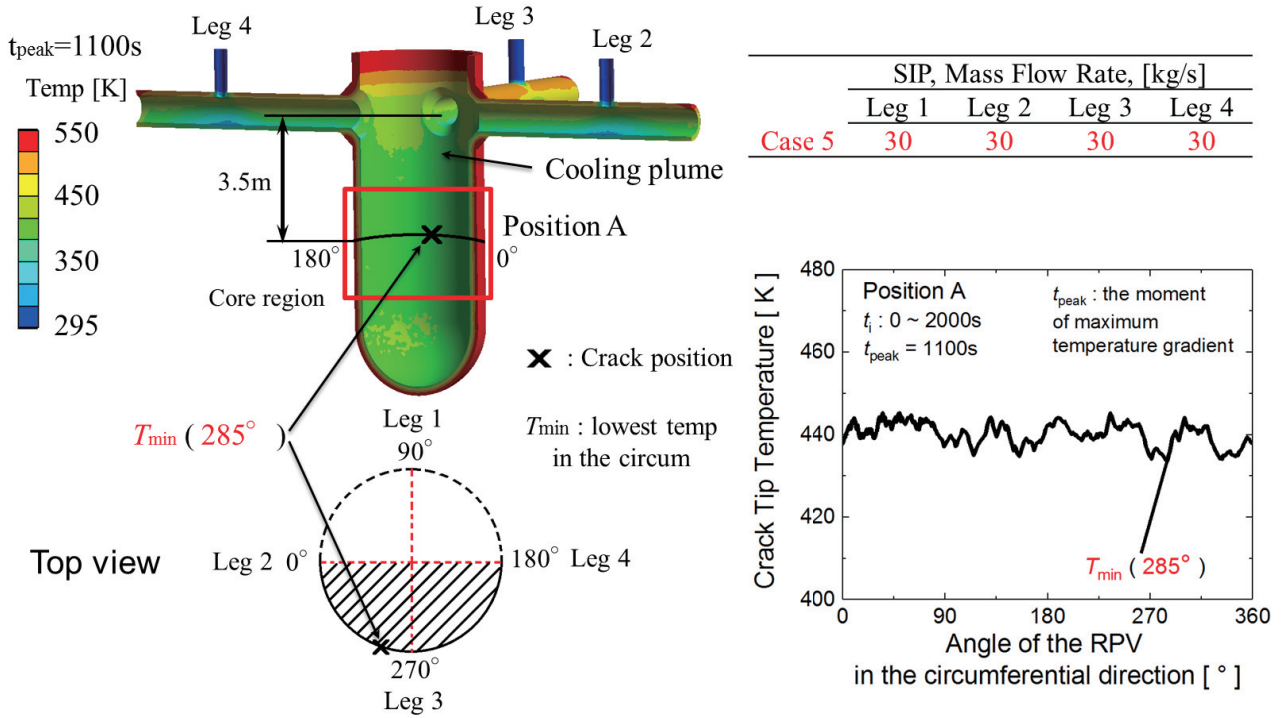
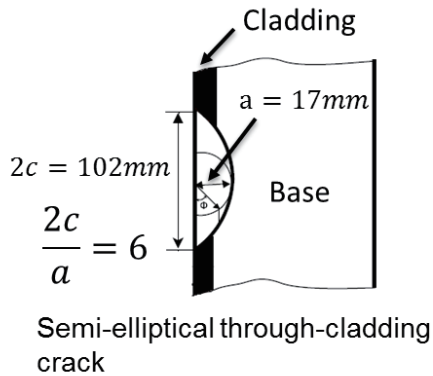
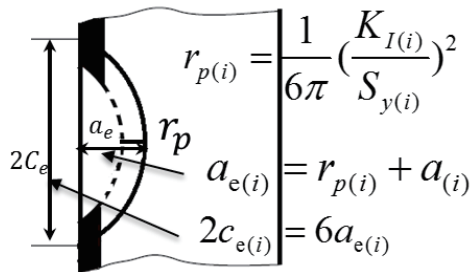


図9 き裂位置と周方向の温度分布 (t=1100 s)



(a) だ円表面き裂



(b) 補正モデル

図8 き裂モデル

評価対象とするき裂は、図9のCase 5における1100 secの温度分布の周方向の最も温度が低くなっている箇所(図9に示すように285°)にあるき裂とした。

本研究の構造健全性評価はき裂進展を評価することである。き裂進展はこれまで得られている応力拡大係数 K_I と破壊靱性値 K_{IC} 比較することで評価できる。 $K_I < K_{IC}$ であればき裂は進展しないことを意味する。本研究ではASME規格の K_{IC} と3D-CFD&FEMで得られた K_I を比較することで評価を行った。 K_{IC} は以下の式で定義される。

$$K_{IC} = 36.5 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})] \quad (3)$$

式中の T はき裂先端温度、 RT_{NDT} は延性脆性遷移温度である。 RT_{NDT} は60年間の中性子照射($6.0 \times 10^{19} n/cm^2$)を受けたときの温度(89°C)とした[6]。

Case 5における K_I と K_{IC} の比較を示す(図10)。Case 5では $K_I < K_{IC}$ となっていることからき裂の進展は起きないことが確認できる。

各注入ケースでの K_I を比較する図11に示す。 K_I は非対称注入であるCase 1が最も大きく、対称注水をしているCase 5は最も小さい。この両者を比較すると、Case 1のほうがCase 5に対して33.2%も大きくなっている。い

ずれの Case においても $K_I < K_{IC}$ が確認されき裂は進展しないことが確認できる。安全尤度という観点からは非対称注入である Case 1 の安全尤度が最も小さい。Case 1 は非対称注入であり、すなわちできるだけ対称な注水を行うべきである。非対称注入を行う場合には、流量を制限するなどとして K_I が高くないように冷却を最適化すべきである。

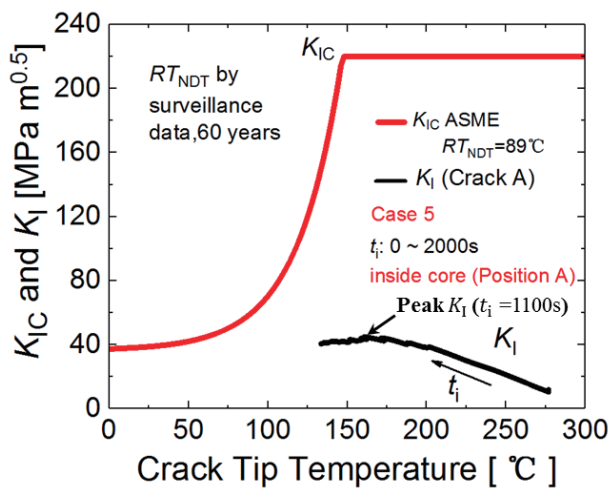


図10 構造健全性評価 (Case 5)

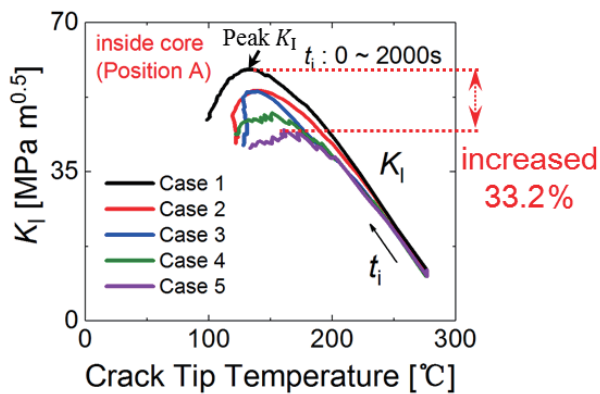


図11 各 Case の K_I の比較

- (1) 三次元モデルを用いることで冷却や応力分布を詳細に計算することができるようになった。従来の一次元熱水力解析より周方向の影響が考慮できるため、より現実的な評価が可能となった。
- (2) 最も非対称な注入である Case 1 が他のケースに比べて最大の応力拡大係数を示した。Case 1 は最も対称である Case 5 に対して K_I が 33.2% 大きくなった。
- (3) 注水方法によって温度分布が異なるので生じる K_I も異なる。したがって RPV の構造健全性が低下しないように最適な注水を行うべきである。

参考文献

- [1] G.R. Odette and G.E. Lucas, ASTM STP 909, ASTM International, Philadelphia, PA, USA, 1986, pp. 206-241.
- [2] SCIENTECH Inc, The Thermal Hydraulics Group Idaho, 1999.
- [3] G. Qian, M. Niffenegger, M. Sharabi, N. Lafferty, Fatigue Fract Eng Mater Struct. 41(7), 2018, pp. 1559-1575.
- [4] X Ruan, T Nakasuji, K Morishita. J. Pressure Vessel Technol 140(5). 2018.
- [5] R.I. Stephens, "Metal Fatigue in Engineering", 2001.
- [6] G. Qian and M. Niffenegger, Nucl. Eng. Des, 273, 2014, pp.381-395.

3. 結言

本研究では原子炉压力容器の保全の最適化のために三次元モデルを用いた熱水力解析と有限要素解析を用いて PTS 時の RPV の構造健全性を評価した結果、以下の知見が得られた。